

RREP-2025-1003

安全研究成果報告

S/NRA/R Research Report

核特性解析における最適評価手法及び不確かさ評価手法に関する研究

Research on Best Estimate Plus Uncertainty Method on Neutronics Analysis

柴 茂樹 岩橋大希 酒井友宏

SHIBA Shigeki, IWAHASHI Daiki, and SAKAI Tomohiro

システム安全研究部門

Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,

Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

令和 7 年 6 月

June 2025

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル
電 話：03-5114-2223
ファックス：03-5114-2233

核特性解析における最適評価手法及び不確かさ評価手法に関する研究

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ
システム安全研究部門
柴 茂樹 岩橋大希 酒井友宏

要 旨

本研究は、実用炉の適合性審査等における不確かさを考慮した最適評価手法の安全解析への適用状況を鑑み、核特性解析手法の継続的な高度化を進めることを目的として、最適評価手法及び不確かさ評価手法の導入・整備を、令和3年度から令和6年度の期間に原子力規制庁が実施したものである。

最適評価手法の導入・整備では、運転時の異常な過渡変化及び事故時の実機炉心挙動の最適評価が可能となるよう、原子力規制庁の安全研究で用いてきた3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を改良し、実機模擬炉心体系を対象とした反応度投入事象の解析が可能となった。また、運転時の異常な過渡変化及び事故時の事象をより精緻に把握することに加えて、従前の最適評価コードに対して参照解となる解析結果を得るために、3次元詳細炉心動特性解析コードの開発を実施するとともに、実機炉心体系を対象とした解析が可能となるよう機能拡張等を実施した。

不確かさ評価手法の導入・整備では、核断面積の不確かさ評価手法に加えて、核分裂収率等の不確かさの伝播を考慮した燃焼計算における不確かさ評価手法の整備に着手し、ベンチマーク問題の解析をとおして燃焼計算の不確かさが解析結果に与える影響を評価した。また、動特性計算で使用する遅発中性子割合等の動特性パラメータの不確かさの取扱いを検討し、ベンチマーク問題の解析をとおして動特性パラメータの不確かさが解析結果に与える影響を評価した。さらに、評価済み核データライブラリ等における不確かさに関する最新知見を収集し、共分散データ等の改訂・拡充の内容を確認した。

以上の研究過程で得られた知見は、許認可等の審査において、技術的な妥当性確認の判断材料として活用していくことが期待される。

Research on Best Estimate Plus Uncertainty Method for Neutronics Analysis

SHIBA Shigeki, IWAHASHI Daiki, and SAKAI Tomohiro

Division of Research for Reactor System Safety,
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

The purpose of this research project is to continuously improve neutronic methodology using best-estimate and uncertainty analysis methods in relation to the application status of Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) during the safety review of commercial light water reactors. S/NRA/R conducted the research project from FY2020 to FY2023.

In developing the best-estimate method, the three-dimensional thermal hydraulic coupling code, TRACE/PARCS, was improved so as to evaluate neutronics behaviors during anticipated operational occurrences and design basis analysis, and this code was then used to enable reactivity-initiated accident analyses. In addition to obtaining fine behaviors during the anticipated operational occurrences and design basis analysis, a three-dimensional detailed core kinetic analysis code was developed to obtain reference results for verification of TRACE/PARCS, and the calculation functions of the code were extended to analyses of actual commercial reactors.

During the development of the uncertainty quantification method, the uncertainty quantification method in the burnup calculation considering the fission yield uncertainty was initiated in addition to uncertainty quantification method for reaction cross-section uncertainty, and their impacts on the analysis results were evaluated on benchmark problems. Considering the uncertainties of kinetic parameters, such as the delayed neutron fraction uncertainty used in the kinetic calculation, the impact of the delayed neutron fraction uncertainty on the analysis results was evaluated using benchmark problems. Furthermore, after new findings about the covariance data in the evaluated nuclear data library etc., were collected, the updates and an increase about covariance data were confirmed.

The findings obtained through the above research process will be utilized as a basis for confirming technical validity during the licensing process.

目 次

1. 序論	1
1.1 背景	2
1.2 目的	3
1.3 全体工程	4
2. 本論	6
2.1 最適評価手法の導入・整備	6
2.1.1 3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の導入・整備	6
2.1.2 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発	16
2.2 不確かさ評価手法の導入・整備	35
2.2.1 核分裂収率及び崩壊定数の不確かさ	35
2.2.2 遅発中性子割合及び中性子寿命の不確かさ	38
2.2.3 評価済み核データライブラリ等に関する最新知見の活用	41
3. 結論	47
3.1 成果の要点	47
3.1.1 最適評価手法の導入・整備	47
3.1.2 不確かさ評価手法の導入・整備	47
3.2 目的（目標）の達成状況	48
3.3 成果の公表等	49
3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表	49
3.3.2 委託先による公表	50
3.4 成果の活用等	50
3.5 今後の課題等	50
参考文献一覧	51
執筆者一覧	55

表 目 次

表 2.1	BWR 平衡炉心における原子炉起動時の解析条件.....	11
表 2.2	BWR 平衡炉心の原子炉起動時における制御棒落下事故の解析条件	11
表 2.3	C5G7 3 次元ベンチマーク解析結果（詳細モデル）	18
表 2.4	C5G7 3 次元ベンチマーク解析結果（軸方向モデル）	18
表 2.5	PWR 及び BWR の幾何形状の比較.....	19
表 2.6	形状重ね合せ法で用いる幾何形状オプション	20
表 2.7	形状重ね合せ法に関する検証ベンチマーク	21
表 2.8	レイトレース条件と収束判定条件	22
表 2.9	形状重ね合せ法に関する検証ベンチマークの結果.....	23
表 2.10	C5G7 2 次元ベンチマーク問題（多燃料集合体体系）の計算条件	26
表 2.11	C5G7 2 次元ベンチマーク問題（多燃料集合体体系）の実効増倍率.....	26
表 2.12	C5G7 2 次元ベンチマーク問題（多燃料集合体体系）の核分裂反応率分布	27
表 2.13	面積比中性子流分配法及び厳密中性子流分配法の機能検証のためのメッシュ不整合体系	30
表 2.14	面積比中性子流分配法における実効増倍率の比較.....	31
表 2.15	8×8 及び 9×9 BWR 燃料集合体混在体系における実効増倍率の比較.....	33

図 目 次

図 1.1	最適評価コードの概要	3
図 1.2	全体工程	5
図 2.1	PARCS 用核定数処理ツールの概要	7
図 2.2	反応度投入事象におけるピーク出力部の定義	8
図 2.3	燃料エンタルピの評価の流れ	9
図 2.4	破損燃料棒評価の流れ	10
図 2.5	BWR 平衡炉心（高温待機炉心）における制御棒落下事故の評価モデル	12
図 2.6	BWR 平衡炉心（高温待機）における投入反応度曲線	13
図 2.7	BWR 平衡炉心（高温待機）におけるスクラム反応度曲線	13
図 2.8	BWR 平衡炉心（高温待機）における制御棒落下事故による炉出力の挙動の評価例	14
図 2.9	BWR 平衡炉心（高温待機）における制御棒落下事故による燃料エンタルピ増分の評価例	14
図 2.10	BWR 平衡炉心における制御棒落下事故による高温破損評価例	15
図 2.11	BWR 平衡炉心における制御棒落下事故による PCMI 破損評価例	15
図 2.12	3 次元炉心計算・軸方向 1 次元詳細計算の概念図	16
図 2.13	C5G7 2 次元/3 次元ベンチマークの体系図 ^{29,30}	17
図 2.14	径方向幾何形状を表現する基本単位	20
図 2.15	形状重ね合わせで構築した仮想的な BWR 燃料集合体	22
図 2.16	G/T 管, I/T 管, UO ₂ セル, MOX セルのバックグラウンドメッシュ設定方法	25
図 2.17	反射体領域のバックグラウンドメッシュ設定方法	25
図 2.18	不整合メッシュ体系における面積比中性子流分配法の概要	28
図 2.19	不整合メッシュ体系における厳密中性子流分配方法の概要	29
図 2.20	8×8 及び 9×9 BWR 燃料集合体混在体系	32
図 2.21	8×8 及び 9×9 BWR 燃料集合体混在体系における核分裂反応率分布の比較	34
図 2.22	ランダムサンプリング手法による ¹⁵⁴ Eu の原子数密度及びその不確かさの燃焼度特性	38
図 2.23	UO ₂ 及び MOX 燃料集合体	39
図 2.24	CASMO5 によるランダムサンプリング手法による実効遅発中性子割合の不確かさ評価結果例	40
図 2.25	Tihange 2 号機の第 11 サイクルの臨界ホウ素濃度	42
図 2.26	Tihange 2 号機の第 11 サイクル（EOC）の径方向出力分布	43
図 2.27	Tihange 2 号機の第 11 サイクル（EOC）の径方向出力分布	44

図 2.28	Tihange 2 号機の第 11 サイクルにおける臨界ホウ素濃度の不確かさのサイク ル燃焼特性	45
図 2.29	Tihange 2 号機の第 11 サイクルの径方向出力分布の不確かさ	46

略 語 表

ATENA	Atomic Energy Association (原子力エネルギー協議会)
BEPU	Best Estimate Plus Uncertainty (最適評価及び不確かさ)
BOC	Beginning Of Cycle (サイクル初期)
BWR	Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉)
CAMP	The Code Application and Maintenance Program (コードアプリケーション及びメンテナンスプログラム)
CNO	Chief Nuclear Officer (主要原子力施設設置者の原子力部門の責任者)
ENDF	Evaluated Nuclear Data File (評価済み核データファイル)
EOC	End Of Cycle (サイクル末期)
FS	Flat Source (フラットソース近似)
GCMR	Generalized Coarse Mesh Rebalance (粗メッシュリバランス法)
GLS	Generalized least square (一般化最小二乗法)
IAEA	International Atomic Energy Agency (国際原子力機関)
JEFF	Joint Evaluated Fission and Fusion Nuclear Data Library (核分裂と核融合のための統合評価済み核データファイル)
JENDL	Japanese Evaluated Nuclear Data Library (日本の評価済み核データライブラリ)
LS	Linear Source (線形ソース近似)
LWR	Light Water Reactor (軽水炉)
MCNP	Monte Carlo N-Particle (モンテカルロ粒子輸送計算コード)
MOC	Method Of Characteristics (キャラクタリスティック法)
MOC	Middle Of Cycle (サイクル中期)
MOX	Mixed Oxide (ウラン・プルトニウム混合酸化物)
OECD/NEA	Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency (経済協力開発機構／原子力機関)
PCMI	Pellet/Cladding Mechanical Interaction (ペレット／被覆管機械的相互作用)
PWR	Pressurized Water Reactor (加圧水型原子炉)
REF	REFine (詳細モデル)
RIA	Reactivity-Initiated Accident (反応度事故)
UAM	Benchmark for Uncertainty Analysis in Modelling for Design, Operation and Safety Analysis of LWR (最適評価モデルにおける不確かさ評価のための国際ベンチマーク問題)

用語の定義

アクチノイド核種	原子番号 89 のアクチニウムから原子番号 103 のローレンシウムまでの同位体であり、全て放射性核種。
核定数	炉物理や核設計の計算に用いられるパラメータで、エネルギー変化についてグループ化した核断面積等をいい、原子炉設計上、最も重要な定数である。
核動特性	原子炉出力が時間とともに増減するような動的な特性である。
核分裂生成物	ウラン等のアクチノイド核種が核分裂反応により分裂してできた核種である。
核熱結合	炉心解析等において、3 次元炉心内出力分布等を正確に取り扱うために核計算と熱水力計算を有機的に結合すること。
共分散データ	一般的には、2 つ以上のパラメータの相関関係を表す指数であるが、不確かさ解析では評価済み核データライブラリに記載された断面積等のエネルギー間、反応間の相関を表す指数として利用される。
高温破損	燃料棒の内圧が外圧を上回っている状況下で、反応度投入事故が生じると被覆管温度の上昇による力学的強度の低下と相まって被覆管が内圧膨れして破損する。
断面積ライブラリ	放射線と物質の相互作用の確率を示す反応断面積をデータベース化した評価済み核データに基づき、解析コードの計算に活用するためにコンピュータライブラリ化したもの。
チェーン収率	質量数ごとに求めた独立核分裂収率の和のこと。
遅発中性子割合	核分裂により発生する全体の中性子生成量のうち、核分裂生成物の β 壊変に伴って中性子が放出されることにより、時間的な遅れを伴って発生する中性子の割合のこと。
特性線	MOC 計算において設定された中性子の飛行経路のこと。
独立核分裂収率	親核分裂核種により生成される核分裂生成物の生成確率を示したもの。その総和は、3 体核分裂を除けば 2.0 になる。
燃焼計算	原子炉内の環境において、核燃料が核分裂反応を起こして核分裂生成物を産み、更に安定核に向けて放射性崩壊を起こす過程を計算する。また、中性子捕獲反応により質量数の大きい原子核を生成する等の一連の核反応ネットワークを計算し、生成核種や放射能強度、発熱量を評価するもの。
燃料エンタルピ	燃料ペレットのエンタルピ半径方向平均であって、初期エンタ

	ルピと反応度投入事象等によって付加されるエンタルピを加えた最大値で、基準を 0℃として評価した値をいう。
燃料棒出力再構成計算	無限格子モデルによる非均質計算による出力分布とノード法計算によるノード内の中性子束分布を合成することにより、ノード内の燃料棒出力分布を再構築する計算手法のこと。ノード内の中性子束は、 x 、 y の多項式又は、解析関数を用いて表せるが、その係数は、表面中性子束、ノード表面平均中性子流等から決定される。
ピーク出力部断熱エンタルピ増分	燃料温度計算を断熱条件で実施した場合の燃料エンタルピの増分であり、PCMI 破損評価に用いられる。ピーク出力部とは、反応度投入事象におけるピーク出力時刻に半値幅を加えた時刻。
ヒストリー数	モンテカルロ粒子輸送計算コードにおいて、放射線源から放射線粒子を発生させた試行回数。
不連続因子	非均質計算の中性子流を再現するために、均質計算での中性子流を非均質計算の中性子流に強制的に一致させる調整因子であり、非均質体系のノード表面の平均中性子束と均質体系のノード表面の平均中性子束の比と定義される。
モンテカルロ粒子輸送計算コード	コンピュータで発生させた疑似乱数を用いて統計的現象の数値シミュレーションを行うモンテカルロ法により、放射線粒子の物質中の輸送現象を確率論的に解く詳細計算コード。本文書では、広い適用範囲を持つ汎用コードを対象としている。
累積核分裂収率	連鎖崩壊により着目核種に至る全ての核分裂生成物の独立核分裂収率を合計したもの。
連続エネルギー断面積ライブラリ	モンテカルロ輸送計算コードで使用するために、エネルギーを連続的に取り扱えるようにデータが収録されている断面積ライブラリ。
CASMO5	2次元キャラクタリスティック法に基づく中性子及び γ 線輸送解析コードであり、燃料集合体燃焼解析を実施することにより燃焼度依存の燃料集合体平均核定数を計算する。
CAMP	Code Applications and Maintenance Program の略で、米国原子力規制委員会の熱流動解析コード等の改良・評価に関わるプログラムである。
CAX	CASMO5 から出力されるカードイメージファイル。
CMSLINK5	SIMULATE5 用のバイナリー断面積生成ツール。
ENDF	米国の評価済核データライブラリ。
GMVP コード	日本原子力研究開発機構で開発された多群モンテカルロ粒子輸

	送計算コード。
JENDL	日本原子力研究開発機構で整備された原子力エネルギーや放射線利用分野での広い応用に貢献するために作成された原子核反応や崩壊、熱中性子散乱、核分裂収率等の包括的な評価済み核データ。
MCNP コード	米国のロスアラモス国立研究所で開発され、世界で最も利用者の多いモンテカルロ粒子輸送計算コード。
MOX 燃料	通常のウラン燃料と再処理によって作成されたプルトニウム燃料の混合酸化物燃料。ウラン燃料よりも中性子吸収断面積が大きく、核的性質が異なる。
NJOY	JENDL や ENDF/B 等の評価済み核データライブラリから MVP や MCNP 等の放射線輸送計算コードで用いる断面積ライブラリを作成する核データ処理コード。
SIMULATE5	多群解析的ノード法に基づく炉心燃焼解析コード。
TRACE/PARCS	3次元核熱結合解析コード。
TRAC	米国のロスアラモス国立研究所で開発された原子炉過渡解析コード。

1. 序論

1.1 背景

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、平成 25 年 7 月に実用発電用原子炉に係る規制基準（以下「新規制基準」という。）が施行された。新規制基準では、これまでの運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故事象に加えて、重大事故等（設計基準を超える事故）発生時の炉心損傷防止対策等を事業者に要求している。炉心損傷防止対策の有効性評価では、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」¹において、有効性評価にあたっては原子炉の詳細な体系や原子炉内での複雑な現象を現実的に予測する手法（以下「最適評価手法」という。）を適用し、有効性評価の共通解析条件及び事故シーケンスグループの主要解析条件等を適用すること（ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない）が規定されている。一方、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故事象においては、合理的な安全裕度の定量評価が必要であるため、評価手法の継続的な検討が必要である。また、最適評価手法に基づく解析コード（以下「最適評価コード」という。）を利用し、解析モデルに起因する不確かさの伝播を考慮して評価対象となるパラメータが現実的に取り得る幅を評価する手法（以下「不確かさ評価手法」という。）を組み合わせる BEPU(Best Estimate Plus Uncertainty)手法の適用性について、世界的に検討が進められている²。IAEA の安全基準ガイド³においては、BEPU 手法が決定論的安全評価手法の一つとして提示されている。国内においては、産業界を中心に最適評価コードが開発され、大学・研究機関では不確かさ評価に関する研究が進められている。さらに、BEPU 手法の適用に係る標準⁴が一般社団法人日本原子力学会によって策定されている。

炉心解析への BEPU 手法の適用に当たっては、運転時の異常な過渡変化及び事故時の事象を精緻に把握し、実機炉心挙動を現実的な解析モデル（燃料集合体内燃料棒出力変動等のモデル）を用いて評価することが可能な 3 次元核動特性解析コードを整備することが必要である。このため、最適評価手法の導入・整備では、安全研究プロジェクト「詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備(Phase-2)」（平成 25 年度～平成 29 年度）プロジェクト⁵において、米国原子力規制委員会の CAMP(Code Applications and Maintenance Program)に参画し、図 1.1.1 に示す 3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS^{6,7}を導入して、解析精度及び適用性の確認のためのベンチマーク問題及び実験の解析⁸⁻¹³を実施した。さらに、実機炉心体系を対象にしたベンチマーク問題（BWR タービントリップ試験¹⁴、BWR 炉心安定性¹⁵、PWR 主蒸気管破断¹⁶等）の解析を実施することで、本格的な TRACE/PARCS コードの実機炉心解析への適用で検討すべき技術的課題を抽出した。また、安全研究プロジェクト「国産システム解析コードの開発」（平成 26 年度～平成 30 年度）¹⁷において、TRACE/PARCS コードでは考慮することができない異常な過渡変化及び事故時の現象（例えば、反応度投入事故時の局所的なボイドの発生等）をより精緻に把握するとともに、TRACE/PARCS コードによる最適評価に対して参照解と

なる解析結果を得るため、図 1.1 に示す 3 次元詳細炉心動特性解析コードの開発に係る調査及びプロトタイプの開発を実施した。当該プロトタイプを用いたベンチマーク問題の解析をととして適用性の検証及び計算負荷等の技術的課題の抽出を行い、3 次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発に向けた技術的知見を取得した。

核特性解析への BEPU 手法の適用においては、最適評価コードによる解析結果（出力パラメータである中性子増倍率、出力分布、核分裂生成核種インベントリ、反応度係数等）の取得に加えて、その解析結果が取り得る不確かさを適切に評価することが求められる。このため、実機炉心等において核特性解析の入力パラメータとなる核データ（核反応断面積、核分裂生成核種の収率（以下「核分裂収率」という。）、遅発中性子割合等の不確かさを評価した上で、それらの不確かさが解析結果に及ぼす影響を評価する必要がある。核データ等の不確かさが解析結果に及ぼす影響については、安全研究プロジェクト「詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備(Phase-2)」（平成 25 年度～平成 29 年度）⁵の不確かさ評価手法の導入・整備等において、以下の事項を実施した。

- ・ 入力パラメータを不確かさの範囲でランダムに変化させて得られた出力パラメータを統計処理することで出力パラメータが取り得る不確かさを評価する手法（以下「ランダムサンプリング法」という。）を導入した。
- ・ 最新の評価済み核データライブラリで整備された核反応断面積の不確かさ及び製造公差に基づく核特性パラメータの不確かさ評価に着目し、経済協力開発機構/原子力機関（以下「OECD/NEA」という。）の軽水炉における不確かさ評価に係る国際ベンチマーク問題（UAM-LWR ベンチマーク問題）Phase I¹⁸の解析をととして、これらの不確かさの取扱い、核特性パラメータに与える影響の評価等を実施し、技術的知見と技術的課題をとりまとめた¹⁸⁻²¹。
- ・ 燃焼計算で使用する核分裂収率等に係る不確かさの取扱いに関して、核分裂生成核種間での核分裂収率の不確かさの相関の考慮等に係る基礎検討を実施し、核分裂収率等の不確かさの伝播を考慮した燃焼計算における不確かさ評価の実施に向けた技術基盤を獲得した²²。
- ・ 核反応断面積等の核データ起因の不確かさは評価済み核データライブラリで異なることから、差異及びその要因に関して検討し、知見と課題を蓄積した²³。

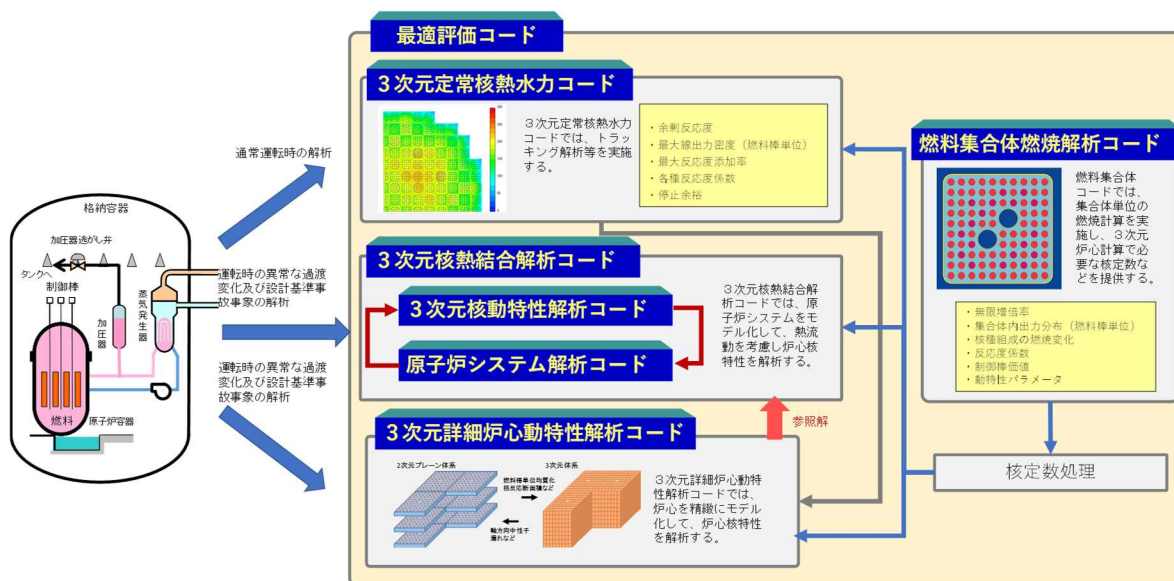


図 1.1 最適評価コードの概要

Fig. 1.1 Overall of best estimate codes

1.2 目的

本プロジェクトでは、実用炉の適合性審査等における BEPU 手法の適用状況に鑑み、核特性解析手法の高度化を進めるとともに、以下の核特性解析に係る最適評価手法及び不確かさ評価手法の技術基盤を構築する。

(1)最適評価手法の導入・整備

運転時の異常な過渡変化及び事故時の実機炉心挙動を精緻に評価するために、これまでの安全研究で用いてきた 3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の機能拡張を実施する。また、機能拡張した TRACE/PARCS については、実機模擬炉心体系を対象とした反応度投入事故の解析をととして動作確認を実施する。さらに、運転時の異常な過渡変化及び事故時の事象をより精緻に把握することに加えて、従前の最適評価コードに対して参照解となる解析結果を得るために、3 次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を実施するとともに、今後の実機炉心体系を対象とした解析を実施するために解決すべき技術的課題に取り組む。

(2)不確かさ評価手法の導入・整備

核データ等の不確かさが解析結果に与える影響を評価するために、核分裂収率等の不確かさの伝播を考慮した燃焼計算における不確かさ評価手法を整備する。また、動特性計算で使用する遅発中性子割合等の動特性パラメータの不確かさの取扱いに関する検討を実施するとともに、評価機能を整備して動特性パラメータの不確かさが解析結果に与える影

響を評価する。さらに、評価済み核データライブラリ等における共分散データに関する最新知見を収集し、それらの影響をベンチマーク問題等の解析をとおして確認する。

1.3 全体工程

本研究は、全体工程を図 1.2 に示すとおり、令和 3 年度から令和 6 年度にかけて実施したものであり、得られた成果を本報告書にまとめた。

実施項目(1)の最適評価手法の導入・整備では、運転時の異常な過渡変化及び事故時の実機炉心挙動を評価するために、これまでの安全研究で用いてきた 3 次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の整備を令和 3 年度から令和 4 年度までに完了し、実機模擬炉心体系を対象とした反応度投入事故の解析を実施することで整備した機能の確認を令和 5 年度までに完了した。また、運転時の異常な過渡変化及び事故時の事象をより精緻に把握することに加えて、従前の最適評価コードに対して参照解となる解析結果を得るために、3 次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を令和 3 年度から令和 6 年度で行うとともに、今後の実機炉心体系を対象とした動特性解析の技術的課題として、膨大な計算負荷等を抽出し、その低減化方法等の検討を行った。

実施項目(2)の不確かさ評価手法の導入・整備では、核分裂収率等の不確かさの伝播を考慮した燃焼計算における不確かさ評価を令和 3 年度に着手し、ベンチマーク問題の解析をとおして同不確かさが解析結果に与える影響を令和 5 年度までに評価した。また、動特性計算で使用する遅発中性子割合等の動特性パラメータの不確かさの取扱いに関する検討を実施するとともに、ベンチマーク問題の解析をとおして動特性パラメータの不確かさが解析結果に与える影響の評価を令和 6 年度までに実施した。さらに、評価済み核データライブラリ等における不確かさの評価結果に関する最新知見を収集し、核特性への影響を確認するためにベンチマーク問題等の解析を実施した。

	年度 (令和)	2021 年 (令和 3 年 度)	2022 年 (令和 4 年 度)	2023 年 (令和 5 年 度)	2024 年 (令和 6 年 度)
(1) 最適評価手法の導入・整備	a. 3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の 導入・整備				
	b. 3次元詳細炉心動 特性解析コードの 開発				
(2) 不確かさ評価手法の導入・整備	a. 核分裂収率及び崩 壊定数の不確かさ				
	b. 遅発中性子割合及 び中性子寿命の不 確かさ				
	c. 評価済み核デー タライブラリ等に関 する最新知見の活 用				

図 1.2 全体工程

Fig. 1.2 Overall research process

2. 本論

2.1 最適評価手法の導入・整備

2.1.1 3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の導入・整備

発電用原子炉施設の新規制基準に基づくプラント安全対策の有効性に関する安全解析では、従来の保守的評価に代わって最適評価に基づいて確認が行われている。最適評価では、運転時の異常な過渡変化及び事故時の事象に対する安全裕度の定量評価が必要となることから、原子炉の事故解析のうち核熱結合が重要となる事象（反応度事故）の物理現象を正確に捉えた核熱結合解析手法の構築が重要である。反応度事故（RIA: Reactivity-Initiated Accident）に関する適合性審査においては、保守的な出力分布等を想定のもと最大燃料エンタルピー及びピーク出力部断熱燃料エンタルピー増分を評価し、それらが「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針²⁴」（以下「RIA 評価指針」という。）及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて²⁵」（以下「反応度投入事象取扱報告書」という。）に示される判断基準のうち、燃料エンタルピーに係る判断基準を満足することを確認している。最適評価コードである TRACE/PARCS を用いて RIA 解析を実施するため、TRACE/PARCS コードにおいて反応度事故時の燃料棒出力変動を考慮した燃料棒ごとの最大燃料エンタルピー及びピーク出力部断熱燃料エンタルピー増分の評価機能を追加した。なお、当該評価機能を整備するためには、以下の機能が必要である。

- (1) 燃料棒出力再構築機能
- (2) 燃料エンタルピー評価機能
- (3) 燃料棒破損本数評価機能

(1) 燃料棒出力再構築機能

実機炉心体系における運転時の異常な過渡変化及び事故時では、熱流動挙動と相まって、燃料集合体内燃料棒出力が大きく変動することから、燃料棒単位の出力変化を評価する燃料棒出力再構築機能を TRACE/PARCS コードに整備する必要がある。このため、PARCS 用核定数処理ツール及び 3 次元核動特性解析コード PARCS の機能拡張を実施した。

図 2.1 では、PARCS コードの 3 次元定常計算及び過渡計算に必要な PARCS 用核定数処理ツールの評価の流れを示している。PARCS 用核定数処理ツールは、3 次元炉心燃焼計算コード SIMULATE5²⁶ の出力から得られる 3 次元履歴データ（燃焼度、履歴ボイド率（減速材密度）、燃料温度、履歴ホウ素濃度等）を用いて、評価対象となる燃焼度の核定数の再構成に必要な多次元フィッティング関数の係数の作成を行っている。

PARCS コードによる集合体内燃料棒出力再構築では、各ノードのコーナー部不連続因子及び形状関数（集合体計算コードで得られる燃料棒出力分布）が必要であるため、既存の PARCS 用核定数処理ツールに対して、CASMO5²⁷ コードから標準出力される CAX ファイルから核定数（燃料集合体のコーナー部不連続因子及び形状関数）を読み込む機能を追

加した。また、燃料棒再構築計算で必要となるデータについても燃料温度、減速材密度、ホウ素濃度、制御棒の有無等の変化に伴う基準値からの変化量のフィッティング関数の係数を、最小二乗法を用いて作成できるように改良した。

さらに、PARCS 用核定数処理ツールで作成した多次元フィッティング係数等のデータを外部ファイルとして読み込む機能を PARCS に追加し、燃料集合体のコーナー部不連続因子及び形状関数を用いて集合体内出力分布計算が可能となるように改良した。

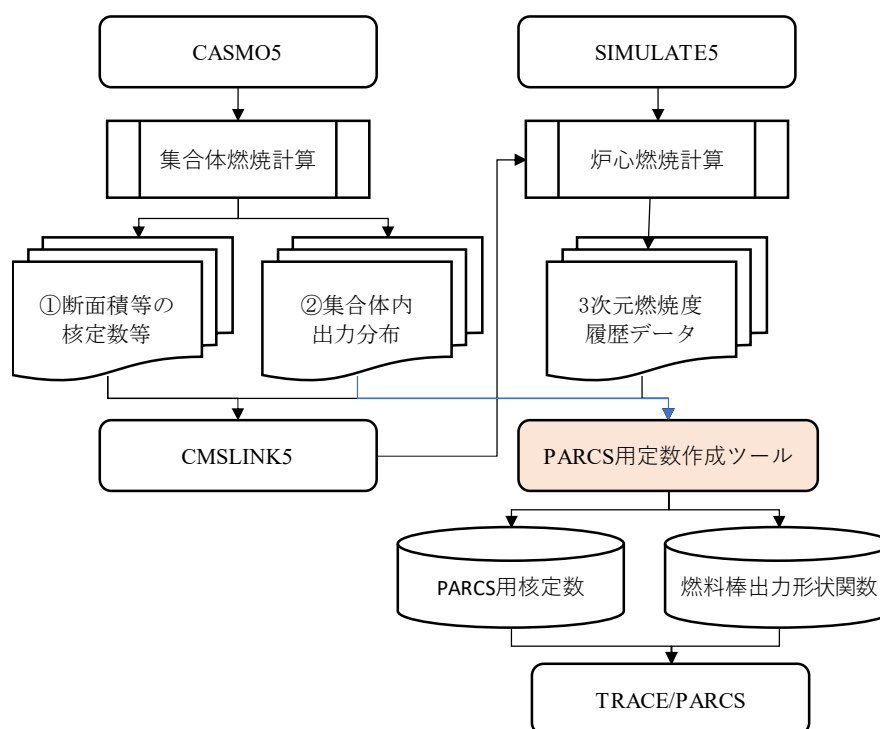


図 2.1 PARCS 用核定数処理ツールの概要

Fig. 2.1 Overview of PARCS nuclear data processing code

(2) 燃料エンタルピー評価機能

RIA における燃料エンタルピーの判断基準は、燃料の破損機構によって(a)圧力波発生等の機械的エネルギーの発生防止に係る燃料エンタルピーの判定基準、(b)燃料被覆の破損防止に係る燃料エンタルピーの判断基準の 2 つに分けられる。さらに、(b)は、燃料の許容設計限界値（燃料エンタルピーの最大値基準）と PCMI（Pellet/Cladding Mechanical Interaction）燃料破損（ピーク出力部燃料エンタルピーの増分基準）のそれぞれについて評価を行う必要があり、破損しきい値は燃料棒の燃焼度に依存して与えられている。図 2.2 に反応度投入事象におけるピーク出力部の定義を示すが、反応度投入後の出力の最高値に到達する時刻 t_p に出力の半値幅を加えた時刻 t_e がピーク出力部時刻となる。

これらの RIA 評価指針及び反応度投入事象取扱報告書において要求されている評価項目(b)に対応するため、TRACE/PARCS コードに燃料棒ごとの最大燃料エンタルピー及びピ

Figure 1 is a graph showing the relationship between power output (出力) and time after event occurrence (事象発生後時間). The curve starts at P_0 , rises to a peak P_p , and then decays. The area under the curve is shaded with red diagonal lines. The peak output portion (斜線部) is labeled. The time interval from t_p to t_e is labeled t_h . The average power output is indicated as $0.5(P_p + P_0)$.

Fig. 2.2 Definition of peak power in reactivity-initiated event

高温破裂評価に用いる非断熱燃料エンタルピを評価するために、式(2.1.1)に基づきノード平均の燃料エンタルピ H を計算する機能を TRACE/PARCS コードに追加した。ここで、3次元ノード平均の燃料棒温度はプラント熱流動動解析コード TRACE で計算された値とし、 UO_2 、 $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ 及び MOX 燃料棒の比熱 $C_p(T)$ については、TRACE コードに内蔵されている LWR 炉心材料物性モデルのハンドブック (MATPRO)²⁸ の値とした。各ノードの燃料棒単位の燃料エンタルピについては、(1)の燃料棒出力再構築機能で求められた燃料棒出力分布に応じて各燃料棒に分配される。なお、燃料棒出力分布については、過去の評価方法と同様に事象発生後時間に依存しない燃料棒出力分布も使用できるようなオプションを追加した。

② ピーク出力部断熱燃料エンタルピー増分

断熱エンタルピは、①の除熱を考慮した過渡計算によって得られる炉出力とピーク出

なお、断熱燃料エンタルピー増分 dH は以下の式(2.1.2)で定義される。各燃料棒単位の断熱燃料エンタルピーは、①と同様に（１）の燃料棒出力再構築機能で求められた燃料棒出力分布に応じて各燃料棒に分配される。

T' と T_{base} はピーク出力部の燃料温度と初期燃料温度である。

図 2.3 に燃料エンタルピー評価機能の計算の流れを示す。

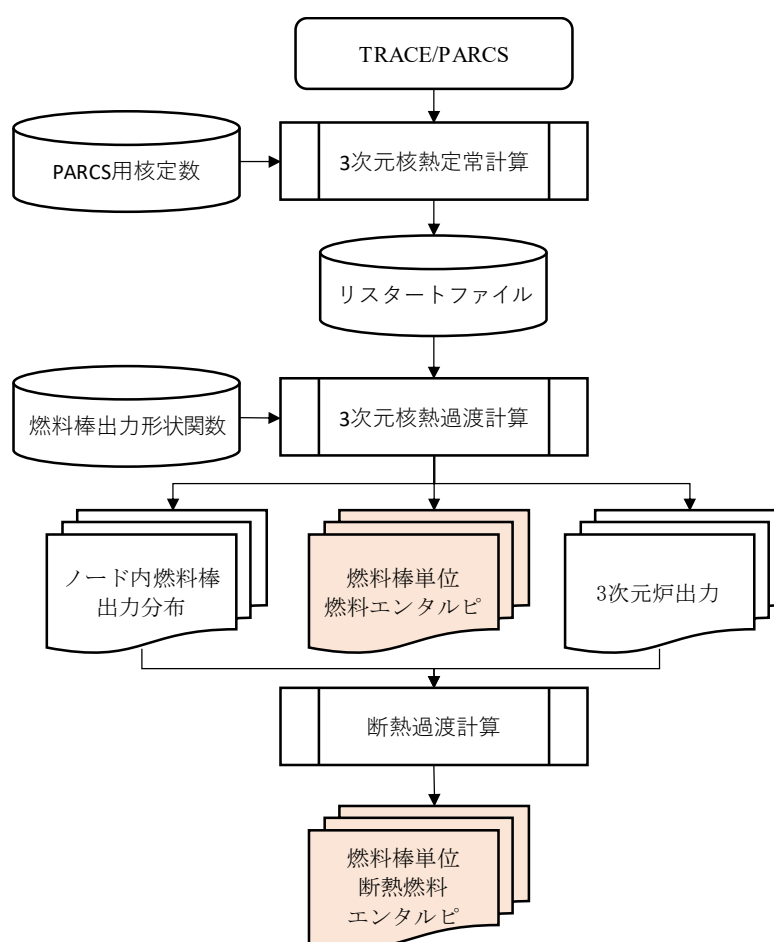


図 2.3 燃料エンタルピーの評価の流れ

Fig. 2.3 Calculation flow of fuel enthalpy

(3) 燃料破損本数評価計算プログラムの作成

炉心内の高温破損燃料棒本数及び位置、並びに PCMI 破損燃料棒本数及び位置を評価するため、燃料破損評価計算プログラムを整備した。図 2.4 に示すように、燃料破損評価計

算プログラムでは、通常の実機炉心燃焼追跡解析から得られる燃料棒単位の燃焼度、並びに RIA 評価指針に基づく高温破損及び PCMI の破損しきい値に関する情報が必要である。

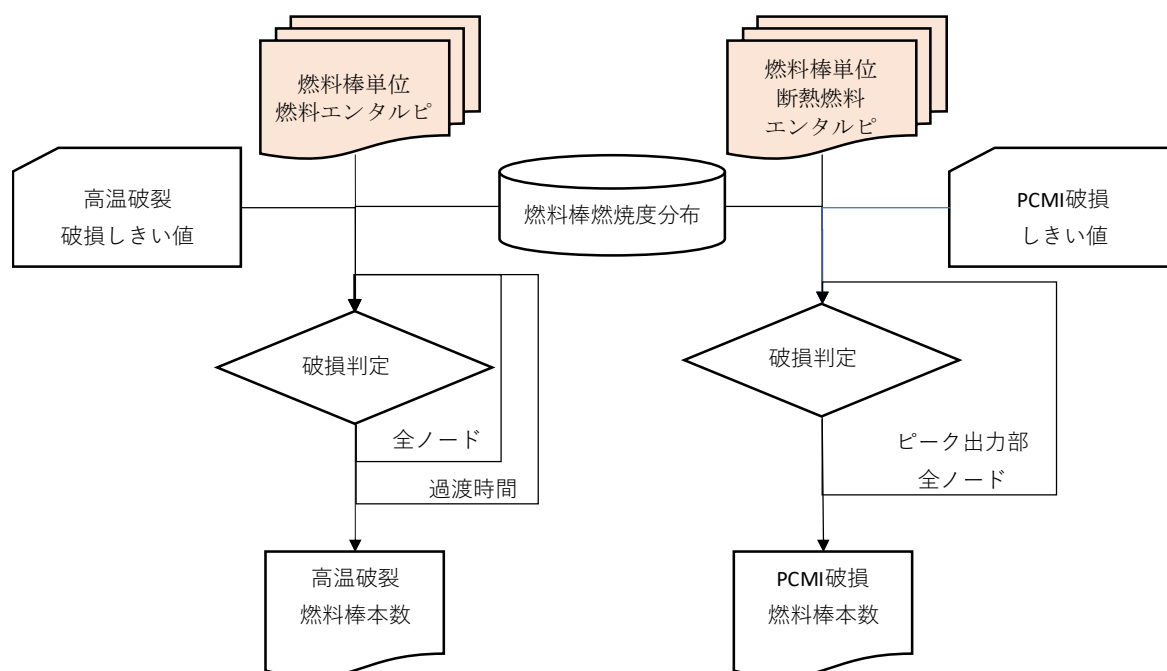


図 2.4 破損燃料棒評価の流れ

Fig. 2.4 Assessment flow of damaged fuel rod

(4) 動作確認

(1)~(3)で整備した燃料集合体内燃料棒出力再構築機能、燃料エンタルピー評価機能及び燃料破損本数評価計算プログラムの動作確認として、BWR 平衡サイクル炉心における制御棒落下事故解析を実施した。なお、総合評価で用いた BWR 平衡サイクル末期炉心については、標準的な BWR の設計情報を参考に構築したものである。BWR 平衡サイクル末期炉心の諸元を表 2.1.1.1 に示す。

表 2.1 に示すデータと TRACE/PARCS コードを用いて、反応度投入事故解析用平衡サイクル炉心を作成した。次に、反応度投入事故の諸条件（図 2.5 及び表 2.2 参照）にしたがって、事故解析を実施した。なお、フィードバック効果として、RIA 指針の解析条件に従いドップラ反応度のみを考慮した。

高温待機時の投入反応度曲線とスクラム反応度曲線をそれぞれ図 2.6 と図 2.7 に示すとともに、高温待機時における制御棒落下事故の定格出力比の評価例を図 2.8 に示す。これらの結果から、TRACE/PARCS コードは制御棒落下による投入反応度とスクラム反応度を考慮し、設計された仕様のとおりに定格出力比を評価していることが分かった。

燃料エンタルピー評価機能を用いて評価した燃料エンタルピー増分を図 2.9 に示す。燃料エンタルピー増分は、炉出力の増大に伴い立ち上がっていることから、(2)で整備した燃料エンタルピー評価機能は、燃料棒単位の動的な熱出力を考慮する等の機能要件を満足しつつ設

計された仕様とおりに動作していると考えられる。

最後に、燃料破損評価計算プログラムに燃料棒単位の燃焼度、高温破損及び PCMI 破損閾値情報を与え、炉心内の高温破損燃料棒本数及び位置、並びに PCMI 破損燃料棒本数及び位置を評価した。なお、高温破損及び PCMI 破損閾値については、RIA 評価指針で示されている閾値より小さい値を設定した。図 2.10 及び図 2.11 に示すように、落下制御棒付近の燃料集合体内の燃料棒が燃料エンタルピの破損閾値を超え、破損とみなされていることから、(3)で整備した燃料破損評価計算プログラムは設計された仕様とおりに動作していると考えられる。なお、モデルの違いによる破損本数への影響を評価するために時間依存の 2 次元燃料棒単位出力分布を固定した計算も図 2.10 及び図 2.11 に記載した。いずれの場合も、2 次元燃料棒単位出力分布を時間依存に取り扱うことで、破損本数が増える結果となった。

表 2.1 BWR 平衡炉心における原子炉起動時の解析条件

Table 2.1 Calculation condition at hot zero power in BWR equilibrium reactor.

項目	設定値
炉心熱出力	3926 MWt
炉心平均出力密度	52.2 kw/l
炉心定格流量	52.2E+06 kg/hr
炉心入口温度	560.15 K
原子炉圧力	73.1 kg/cm ² a
燃料集合体数	872 体
燃料有効長 (標準)	371.04 cm
部分長	216 cm
集合体ピッチ	15.24 cm
制御棒本数	205 本
制御棒有効長	363 cm

表 2.2 BWR 平衡炉心の原子炉起動時における制御棒落下事故の解析条件

Table 2.2 Calculation condition of control rod drop accident at hot zero power in BWR equilibrium reactor.

項目	設定値
炉心入口温度	286 °C
炉心流量	定格の 20 % 流量
炉心初期出力	定格の 10 ⁻⁶
制御棒価値	1.3 % $\Delta k/k$
制御棒落下速度	0.7 m/s の等速落下
スクラム条件	中性子高スクラム (定格の 120 % 出力) スクラム遅れ時間 0.09 秒、1.44 秒で 60 %、2.8 秒で 100 % 挿入
フィードバック	ドップラ反応度のみ考慮 (不確かさを考慮し 0.8 倍)
ギャップコンダクタンス	安全側に低めの値を使用 (5,500 W/m ² -K)
遅発中性子割合	PARCS の計算値を使用(589 pcm)

初期制御棒配置	図 2.1.1.5 参照
局所 PF	燃料棒出力再構築計算結果を使用

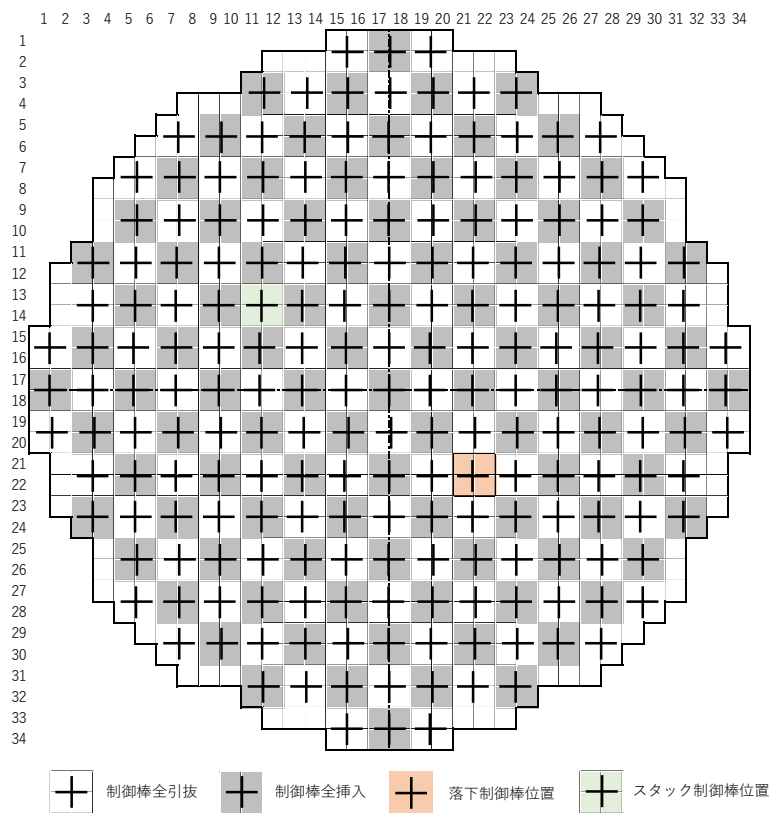


図 2.5 BWR 平衡炉心（高温待機炉心）における制御棒落下事故の評価モデル

Fig. 2.5 Reactor core model of control rod drop accident at hot zero power in BWR equilibrium reactor.

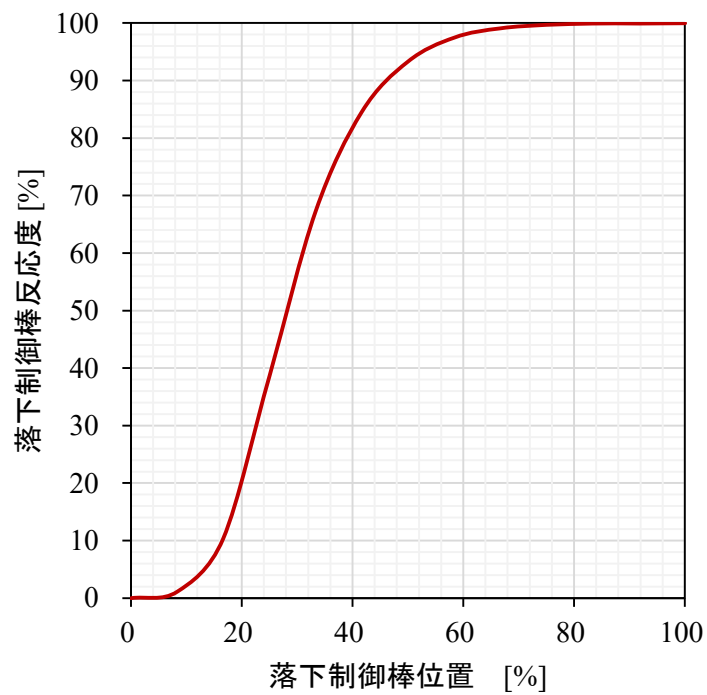


図 2.6 BWR 平衡炉心（高温待機）における投入反応度曲線

Fig. 2.6 Inserted reactivity curve at hot zero power in BWR equilibrium reactor.

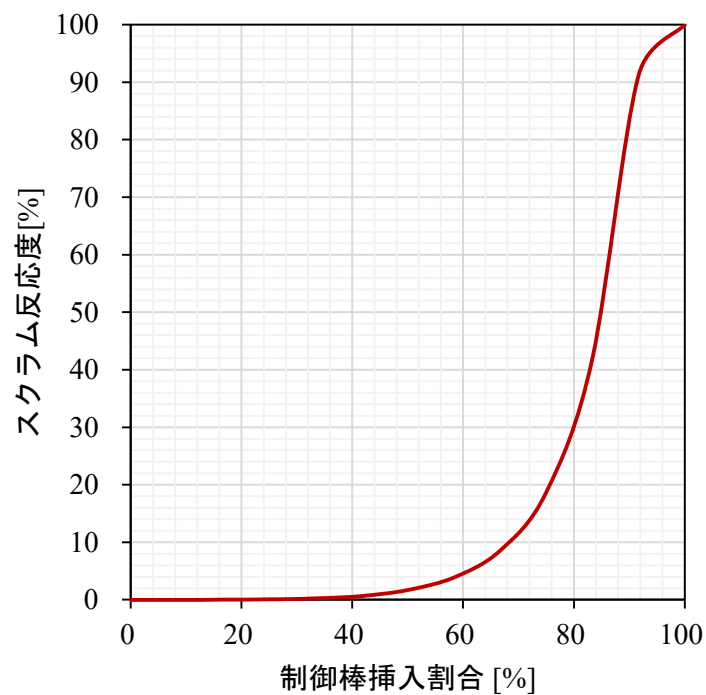


図 2.7 BWR 平衡炉心（高温待機）におけるスクラム反応度曲線

Fig. 2.7 Scram reactivity curve at hot zero power in BWR equilibrium reactor.

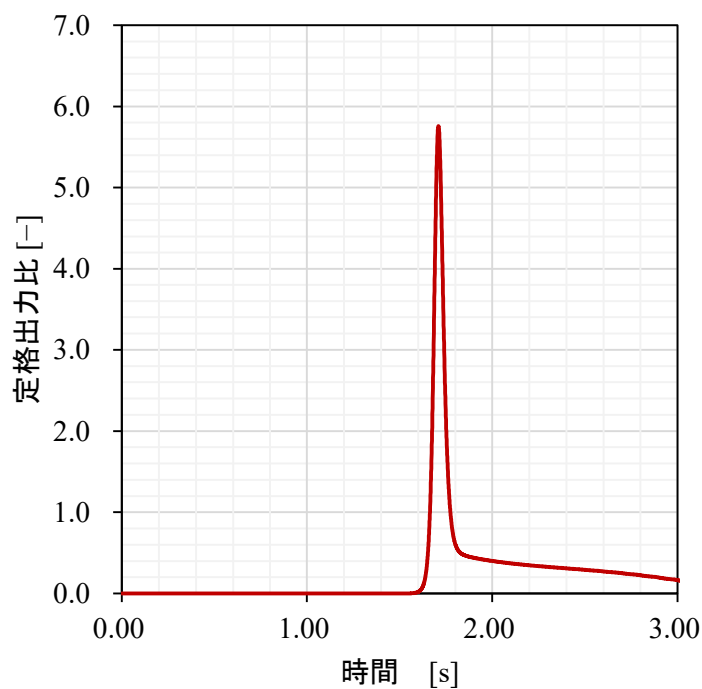


図 2.8 BWR 平衡炉心（高温待機）における制御棒落下事故による炉出力の挙動の評価例

Fig. 2.8 Reactor core power of control rod drop accident at hot zero power in BWR equilibrium reactor.

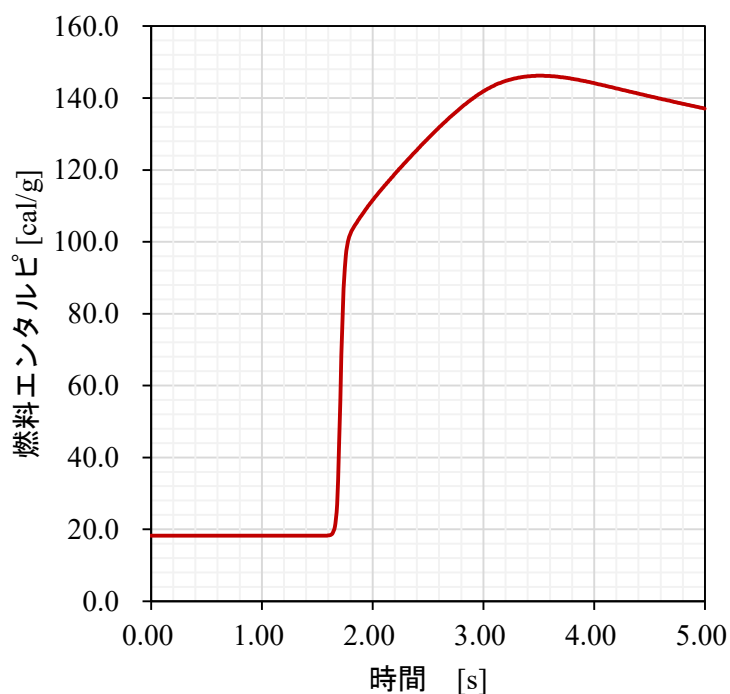
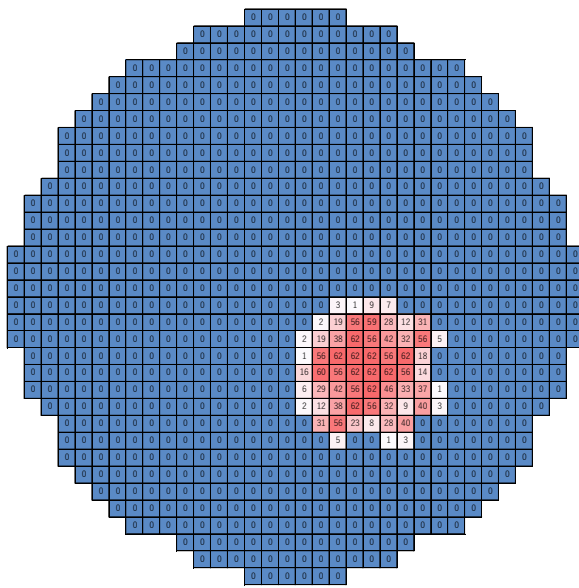
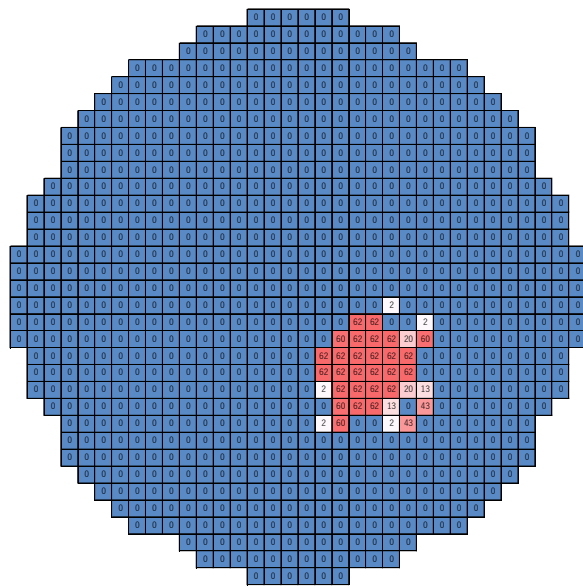


図 2.9 BWR 平衡炉心（高温待機）における制御棒落下事故による燃料エンタルピー増分の評価例

Fig. 2.9 Calculation example of fuel enthalpy increment initiated by control rod drop accident at hot zero power in BWR equilibrium reactor.



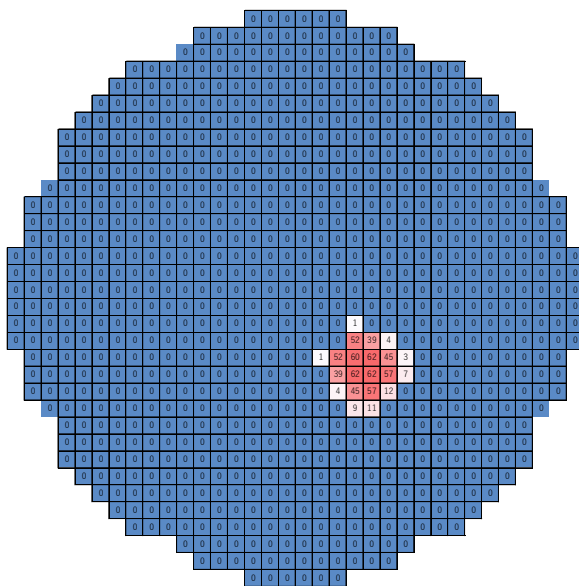
(a) ノード内燃料棒出力分布変化



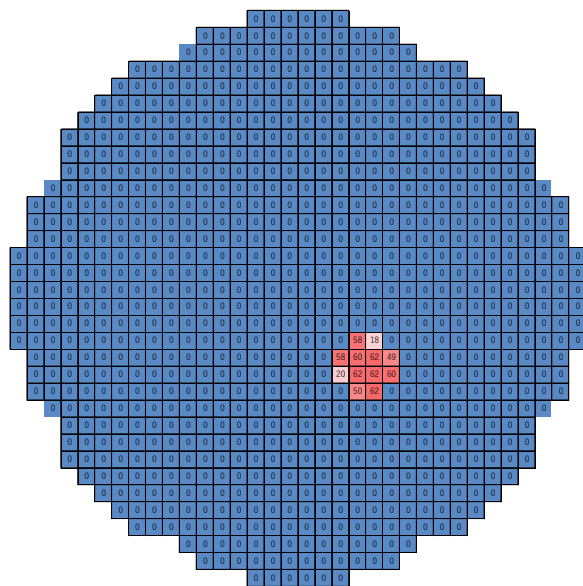
(b) ノード内燃料棒出力分布固定

図 2.10 BWR 平衡炉心における制御棒落下事故による高温破損評価例

Fig. 2.10 Calculation example of high temperature fuel failure in control rod drop accident at hot zero power in BWR equilibrium reactor.



(a) ノード内燃料棒出力分布変化



(b) ノード内燃料棒出力分布固定

図 2.11 BWR 平衡炉心における制御棒落下事故による PCMI 破損評価例

Fig. 2.11 Calculation example of PCMI fuel failure in control rod drop accident at hot zero power in BWR equilibrium reactor.

2.1.2 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発

運転時の異常な過渡変化及び事故時の事象をより精緻に把握し、最適評価コードに対して参照解となる解析結果を得るため、以下の機能拡張（１）～（４）に取り組み、実機適用のための３次元詳細炉心動特性解析コードの本格開発を実施した。

- (1) 3次元詳細炉心動特性解析コードの高精度化
- (2) BWR 幾何形状の機能拡張
- (3) 2次元 MOC 計算の高速化
- (4) メッシュ不整合体系評価機能

(1) 3次元詳細炉心動特性解析コードの高精度化

①軸方向１次元詳細計算機能の追加

３次元詳細炉心動特性解析コードでは、２次元 MOC 計算で得られたセル均質断面積の径方向を 1 cm 程度の詳細メッシュ、軸方向を 10 cm 程度の粗メッシュに分割した体系に配置し、拡散理論に基づいた３次元炉心解析を実行する。この場合、軸方向のメッシュサイズが大きいため、離散化誤差による解析精度悪化が無視できない。そこで、図 2.12 に示す概念図のように、３次元炉心計算とは独立した軸方向 1 次元詳細計算を実行し、その結果を不連続因子として３次元炉心計算へ反映することで解析精度の向上を図った。なお、軸方向 1 次元詳細計算は径方向を 10 cm 程度の粗メッシュ、軸方向を 1 cm 程度の詳細メッシュに分割し計算をおこなっている。

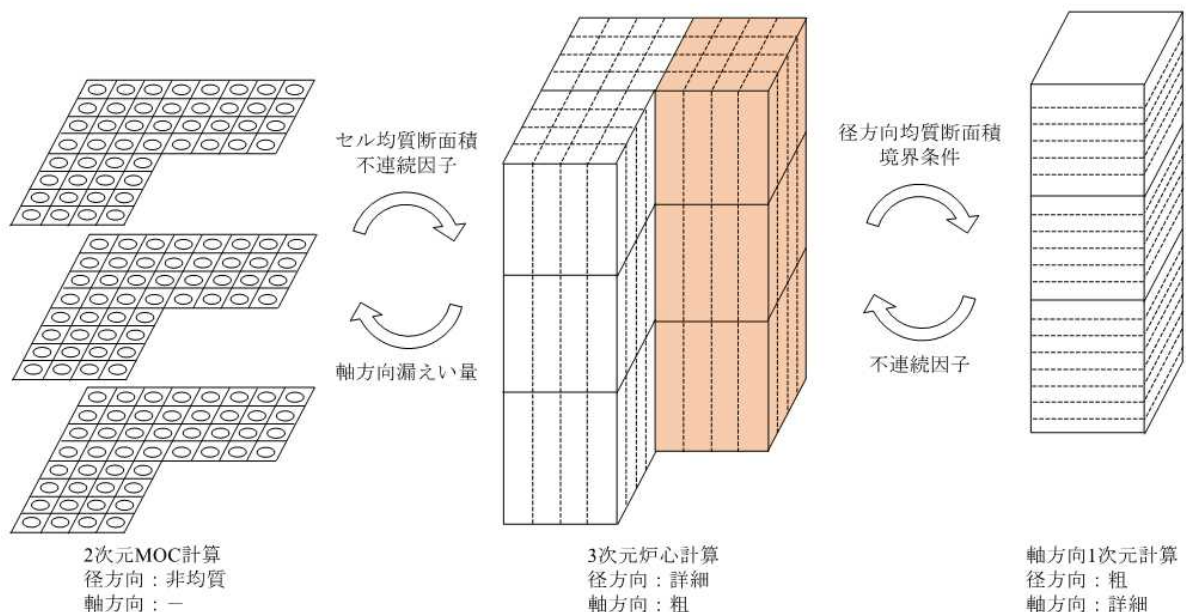


図 2.12 3次元炉心計算・軸方向１次元詳細計算の概念図

Fig. 2.12 Overview of three-dimensional reactor core and axial on-dimensional detail calculations.

② 軸方向 1 次元詳細計算機能の検証

総合検証として、図 2.13 に示す C5G7 2 次元/3 次元ベンチマーク^{29,30}を解析した。当該ベンチマーク問題は、2×2 燃料集合体が反射体で囲まれた非均質体系である。また、軸方向メッシュ幅の感度と計算時間を確認した。燃料領域の軸方向メッシュの 1 分割を 192.78 cm とし、3 分割（メッシュ幅 64.26 cm）、6 分割（同 32.13 cm）、9 分割（同 21.42 cm）、12 分割（同 16.065 cm）、15 分割（同 12.852 cm）、18 分割（同 10.71 cm）の 6 ケースの解析を行った。なお、この際に上部反射体は軸方向 1 領域とし、中性子漏えいを外部中性子源として径方向 2 次元 MOC 固定源計算の対象領域として扱った。

詳細モデルの結果を表 2.3 に示す。詳細モデルによる C5G7 3 次元ベンチマーク解析においては、燃料領域の軸方向が 3 分割程度でも実効増倍率は参照解と 14 pcm 程度の差異で一致しており、6 分割では参照解の統計誤差と同程度の 9 pcm で、良好であった。それ以上の燃料領域の分割数を増やすと参照解に近づくことを確認した。核分裂反応率分布も同程度の結果となることを確認した。

一方、軸方向モデルの計算結果を表 2.4 に示す。軸方向モデルによる C5G7 3 次元ベンチマーク解析は実効増倍率の参照解との差異が、サブメッシュ 9～18 分割で、30 pcm 程度となり、解析誤差として許容できる範囲であることから、良好と判断した。核分裂反応率分布については詳細分割計算と同等の結果を示した。計算時間に関しては、詳細モデルと比較して短縮されていることを確認した。

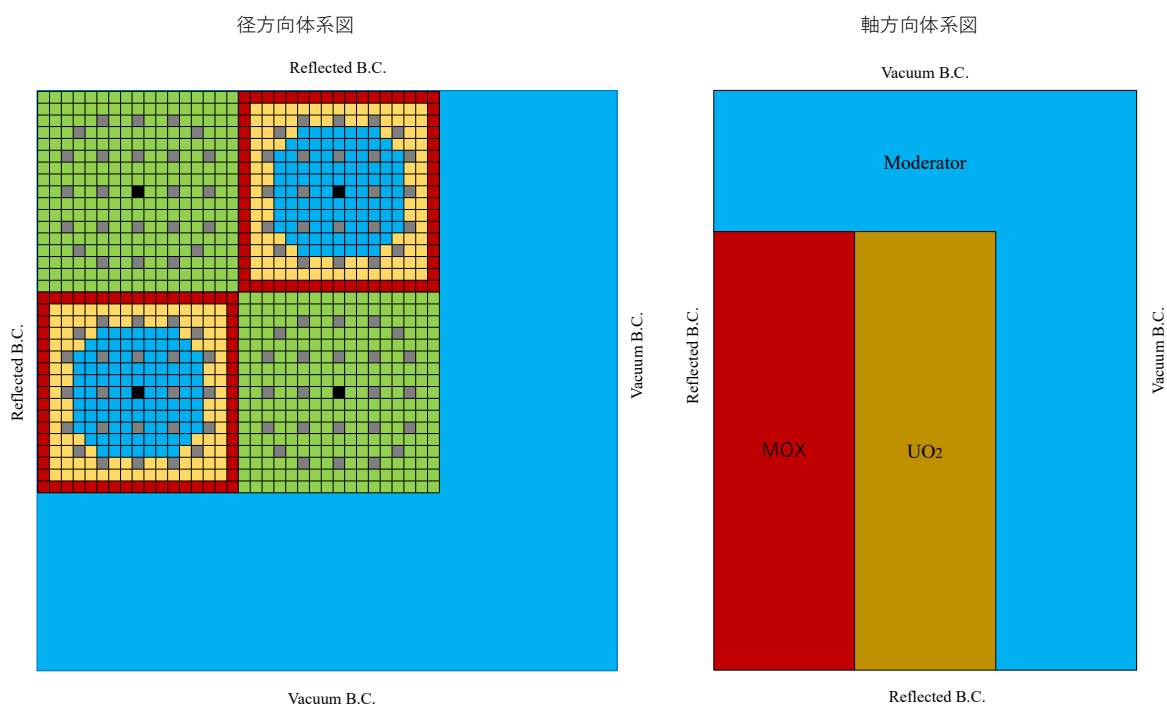


図 2.13 C5G7 2 次元/3 次元ベンチマークの体系図^{29,30}

Fig. 2.13 System diagram of two-dimensional/three-dimensional benchmark.

表 2.3 C5G7 3 次元ベンチマーク解析結果（詳細モデル）

Table 2.3 C5G7 three-dimensional benchmark results (detailed model).

軸方向メッシュ分割数 (メッシュ幅)	計算 時間 [s]	実効増倍率 参照解： 1.183810± 9.5pcm (参照解との 差異)	核分裂反応率分布 参照解との相対差異 [%]			
			RMS	最大差異	最大位置 (2.5000)	最大位置 (2.5000)
3 (64.26 cm)	4610 (1.3 h)	1.183950 (14.0 pcm)	0.28	1.11	0.27 (2.4932)	1.11 (0.2335)
6 (32.13 cm)	8438 (2.3 h)	1.183904 (9.4 pcm)	0.28	1.11	0.27 (2.4932)	1.11 (0.2335)
9 (21.42 cm)	12598 (3.5 h)	1.183894 (8.4 pcm)	0.28	1.11	0.27 (2.4932)	1.11 (0.2335)
12 (16.065 cm)	16043 (4.5 h)	1.183889 (7.9 pcm)	0.28	1.11	0.27 (2.4932)	1.11 (0.2335)
15 (12.852 cm)	19797 (5.5 h)	1.183886 (7.6 pcm)	0.28	1.11	0.27 (2.4932)	1.11 (0.2335)
18 (10.71 cm)	23284 (6.5 h)	1.183885 (7.5 pcm)	0.28	1.11	0.27 (2.4932)	1.11 (0.2335)

表 2.4 C5G7 3 次元ベンチマーク解析結果（軸方向モデル）

Table 2.4 C5G7 three-dimensional benchmark results (Axial model).

サブメッシュ 分割数 (サブメッシュ幅)	反復 回数	計算 時間 [s]	実効増倍率 参照解： 1.183810± 9.5pcm (参照解との 差異)	核分裂反応率分布 参照解との相対差異 [%]			
				RMS	最大 差異	最大位置 (2.5000)	最大位置 (2.5000)
3 (64.26 cm)	5	4534 (1.3 h)	1.184182 (37.2 pcm)	0.27	1.11	0.26 (2.4936)	1.11 (0.2335)
6 (32.13 cm)	計算未収束						
9 (21.42 cm)	5	6288 (1.7 h)	1.184116 (30.6 pcm)	0.27	1.11	0.26 (2.4935)	1.11 (0.2335)
12 (16.065 cm)	5	8569 (2.4 h)	1.184108 (29.8 pcm)	0.28	1.11	0.27 (2.4933)	1.11 (0.2335)
15 (12.852 cm)	5	14425 (4.0 h)	1.184091 (28.1 pcm)	0.29	1.11	0.28 (2.4931)	1.11 (0.2335)
18 (10.71 cm)	5	18025 (5.0 h)	1.184094 (28.4 pcm)	0.28	1.11	0.29 (2.4928)	1.11 (0.2335)

(2) BWR 幾何形状の機能拡張

① BWR 体系への詳細動特性解析コードの適用

詳細動特性解析コードの幾何形状機能では、PWR 燃料集合体を想定して設計されており、入力・幾何形状の取扱いは PWR 燃料集合体のみに対応している。つまり、BWR 燃料集合体及び炉心に存在するチャンネルボックス、大口径ウォーターロッド、ウォーターチャンネル、十字型制御棒等を取り扱う機能を有していない（表 2.5 参照）。このため、2次元プレーン体系を対象とした MOC 計算において BWR 燃料集合体及び炉心を取り扱えるように幾何形状機能を拡張した。形状重ね合せ法に基づく径方向の PWR と BWR 幾何形状を表現する基本単位を図 2.14 に示すとともに、各幾何形状オプションの定義を表 2.6 に示す。PWR では、基本形状の PRIMITIVE を用いて、燃料格子等の幾何形状を定義し、それを CELL とする。さらに、CELL を組み合わせて燃料集合体を形作ったものを LATTICE とし、その LATTICE の組合せにより多集合体形状や炉心形状に相当する PLANE を構築する。一方、BWR では、CELL と LATTICE との間に、新たに FRAME を追加し、チャンネルボックス、大口径ウォーターロッド、ウォーターチャンネル、十字型制御棒等をモデル化できるようにした。

表 2.5 PWR 及び BWR の幾何形状の比較

Table 2.5 Comparison of PWR and BWR geometries.

	PWR	BWR
チャンネルボックス内側	- 燃料棒の他に制御棒クラスタ案内管や炉内検出器案内管（以下、これらを総称して PWR 燃料棒等とする）が存在する。 - PWR 燃料棒等の中心位置は格子状の配置となる。 - PWR 燃料棒等の管径は正方形の格子メッシュのサイズより必ず小さい。	- 燃料棒の他に大口径ウォーターロッド又はウォーターチャンネル（以下、これらを総称して BWR 燃料棒等とする）が存在する。 - BWR 燃料棒等の中心位置は格子状の配置とならない。 - BWR 燃料棒等の管径は正方形の格子メッシュのサイズより大きい場合がある。
チャンネルボックス	存在しない。	存在する。
チャンネルボックス外側	- 隣接する燃料集合体までの距離が全方向で同じである。 - 制御棒は存在せず、ギャップ領域のみである。	- 隣接する燃料集合体までの距離が方向によって異なる。 - 十字制御棒が存在する。

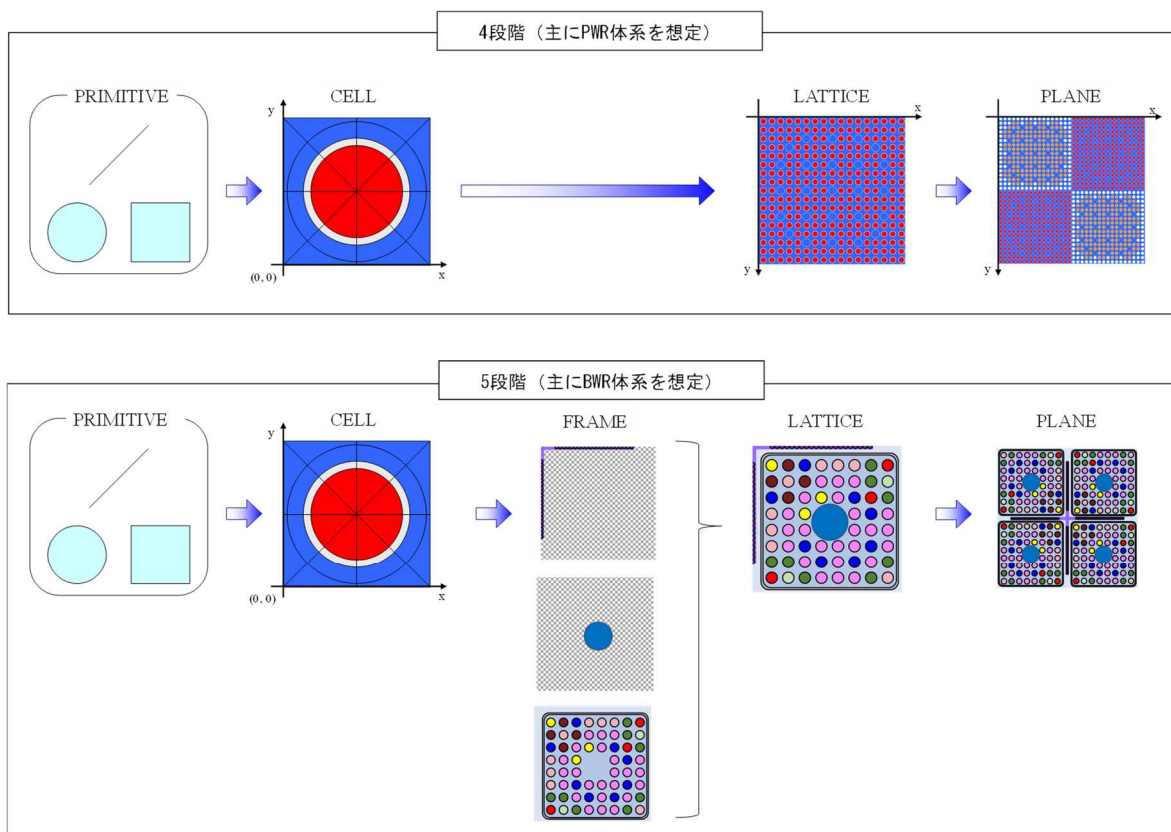


図 2.14 径方向幾何形状を表現する基本単位

Fig. 2.14 Fundamental unit representing radial geometry.

表 2.6 形状重ね合せ法で用いる幾何形状オプション

Table 2.6 Geometry option used in geometry overlapping method.

幾何形状オプション	定義
PRIMITIVE	幾何形状の最も基礎となる形状を定義するものである。現行軽水炉を想定し、直線、正方形、長方形、円とする。
CELL	PRIMITIVE の組合せで定義する。繰り返し幾何形状の基本となる。例えば軽水炉解析においては燃料格子が CELL に相当する。
FRAME	CELL の配置数を定義し、CELL の 2 次元配置を指定する。
LATTICE	CELL もしくは FRAME を配置して定義する。例えば軽水炉解析においては燃料集合体が LATTICE に相当する。
PLANE	LATTICE を配置して定義する。例えば軽水炉解析においては多集合体形状や炉心形状に相当する。

② BWR 幾何形状機能の検証

BWR 幾何形状機能において、チャンネルボックス、大口径ウォーターロッド、ウォーターチャンネル、十字型制御棒等の幾何形状が適切に取り扱えていることを確認するため、図 2.15 に 3 つの FRAME の形状重ね合わせで構築した仮想的な BWR 燃料集合体を対象に表 2.7 に示すベンチマーク問題を設定し、モンテカルロ計算等の参照結果と実効増倍率、核分裂反応率分布及び中性子束分布の比較を行った。なお、詳細動特性解析コードのレイトレース条件と収束判定条件を表 2.8 に示す。

形状重ね合わせ法の機能の検証結果を表 2.9 に示した。ベンチマーク B、C 及び E については、GMVP で評価した実効増倍率（参照解）との比較を実施した。

ベンチマーク A により、CELL 及び FREAM ブロックによる形状重ね合わせ法の結果が従来法の結果を再現していることから、適切に機能していることを確認した。ベンチマーク B 及び C では、十字型制御棒を含んだ BWR 体系の FRAME ブロックの機能検証を実施し、実効増倍率の比較結果から正常に機能していることを確認した。ベンチマーク D では、回転配置機能の検証を実施し、BWR 体系の実効増倍率に差異がないことから、適切に実施できることを確認した。最後に、ベンチマーク E では、チャンネルボックス角丸みの効果について 3 次元詳細炉心動特性解析コードおよび GMVP による計算により確認したが、影響が小さいことを確認した。したがって、BWR 燃料集合体及び炉心に存在するチャンネルボックス、大口径ウォーターロッド、ウォーターチャンネル、十字型制御棒等の幾何形状が各幾何形状オプションを用いることで適切に取り扱えることを確認した。

表 2.7 形状重ね合せ法に関する検証ベンチマーク

Table 2.7 Verification benchmark list of geometry overlapping method.

ベンチマーク	検証ベンチマークの概要
A	CELL 及び FREAM を用いた形状重ね合わせを確認するためのベンチマーク
B	FREAM の基本性能を確認するためのベンチマーク（制御棒あり）
C	FREAM の基本性能を確認するためのベンチマーク（制御棒なし）
D	LATTICE の回転機能を確認するためのベンチマーク
E	チャンネルボックス角の幾何形状の簡略化による影響を確認するためのベンチマーク

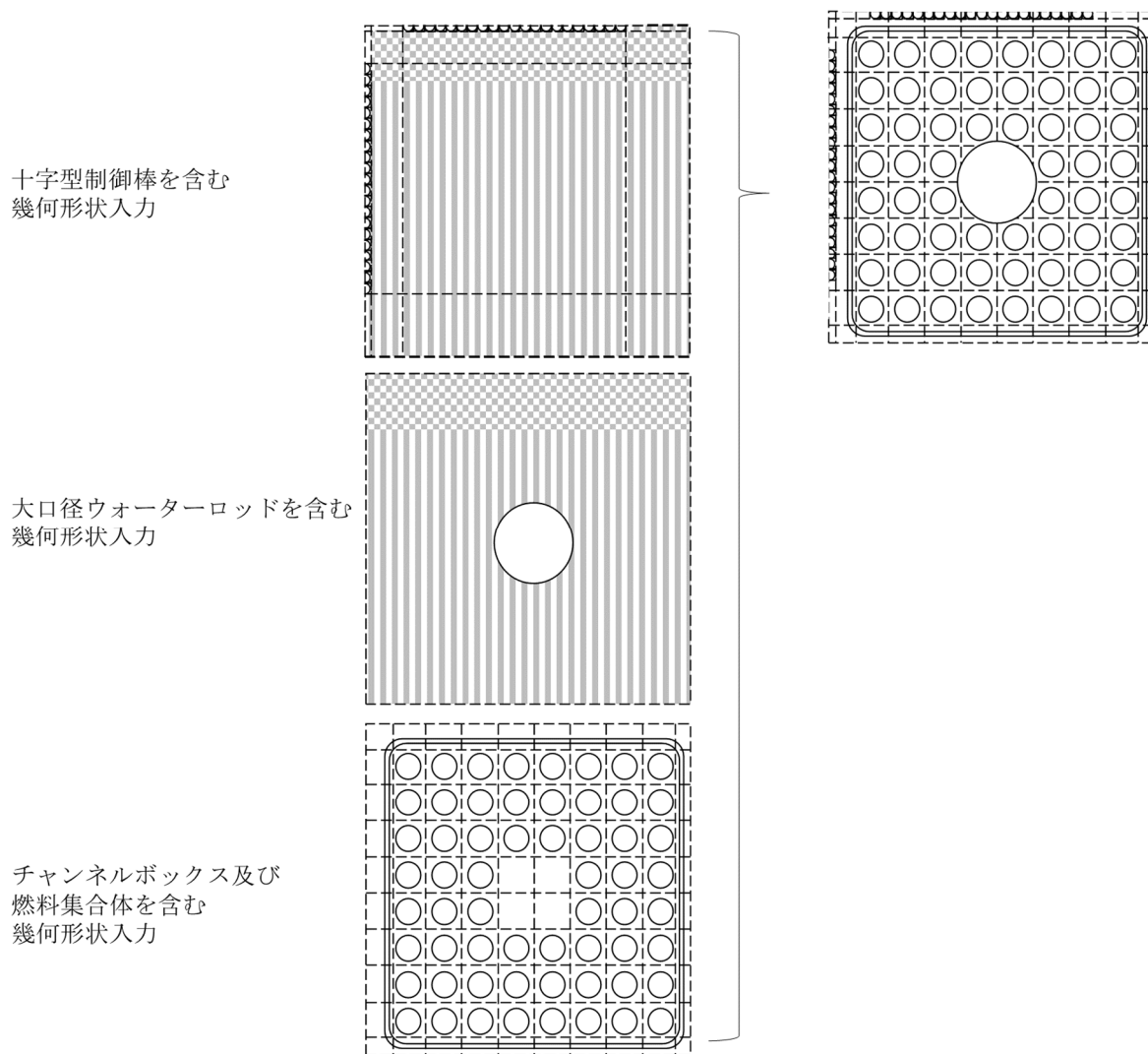


図 2.15 形状重ね合わせで構築した仮想的な BWR 燃料集合体

Fig. 2.15 Hypothetical BWR fuel assembly built using geometry overlapping method.

表 2.8 レイトレース条件と収束判定条件

Table 2.8 Convergence and ray tracing conditions.

項目	条件	設定値
レイトレース	極角分割タイプ	Tabuchi-Yamamoto 分点
	極角分割数	3
	方位角分割数	128
	トレースタイプ	ガウス・ルジャンドル・マクロバンド法 ³¹
	最大トレース幅	0.01 cm
収束判定条件	中性子束	1.0×10^{-6}
	核分裂源	1.0×10^{-6}

$$\phi(x,y) = \phi_r^0 + \phi_r^x x + \phi_r^y y \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (2.1.4)$$

これらの係数を求めることにより、領域内の全中性子束分布を表現することができる。定数項である ϕ_r^0 については、フラットソース近似と同様に、セグメント平均角度中性子束から特性線の幅及び角度に関する重みつき積分により計算する。 x と y 方向の係数については、式 (2.1.5) で求めることができる。

$$\begin{pmatrix} \phi_r^x \\ \phi_r^y \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} M_{xx} & M_{xy} \\ M_{xy} & M_{yy} \end{pmatrix}^{-1} \begin{pmatrix} \widehat{\phi}_r^x \\ \widehat{\phi}_r^y \end{pmatrix} = \frac{1}{M_{xx}M_{yy} - M_{xy}^2} \begin{pmatrix} M_{yy} & -M_{xy} \\ -M_{xy} & M_{xx} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} \widehat{\phi}_r^x \\ \widehat{\phi}_r^y \end{pmatrix} \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (2.1.5)$$

$\widehat{\phi}_r^x$ 及び $\widehat{\phi}_r^y$ は、 x と y 方向の一次モーメントであり、 M_{xx} 、 M_{xy} 、及び M_{yy} は、幾何学的重心に関する 2 次モーメントである。これらの変数は既知である。

②2次元MOC計算機能の検証

線形ソース近似モデルを追加した 2 次元 MOC 計算機能について、C5G7 2 次元ベンチマーク問題（多燃料集合体体系）を解析し、バックグラウンドメッシュ分割数をパラメータとして検証を実施した。図 2.16 には、 UO_2 セル、MOX セル、G/T 管及び I/T 管で共通に用いられるバックグラウンドメッシュ、図 2.17 には、反射体領域のバックグラウンドメッシュを示した。ここで、LS 及び FS は、それぞれ、線形近似とフラット近似を示す。

C5G7 2 次元ベンチマーク問題（多燃料集合体体系）における実効増倍率及び核分裂反応率を表 2.10 の計算条件に基づき評価した実効増倍率と核分裂反応率分布の結果をそれぞれ、表 2.11 及び表 2.12 に示す。FS を用いた場合、FS1 から FS5 の結果より、バックグラウンドメッシュを増やせば増やすほど、参照解に近づくことを確認した。一方、LS を用いた場合には、FS1 と同等なバックグラウンドメッシュ条件であっても参照解と遜色のない結果が得られており、線形ソース近似が正しく実装されていることを確認した。また、モデルの違いによる計算精度を比較したところ、LS を適用した計算は FS5 と同等の精度であることを確認した。さらに、計算時間については、LS は FS5 の半分以下であった。よって、計算精度と計算時間の両者を総合的に考慮した際に、LS は従来の FS による計算精度を維持し、計算時間を低減することが可能であることを確認した。

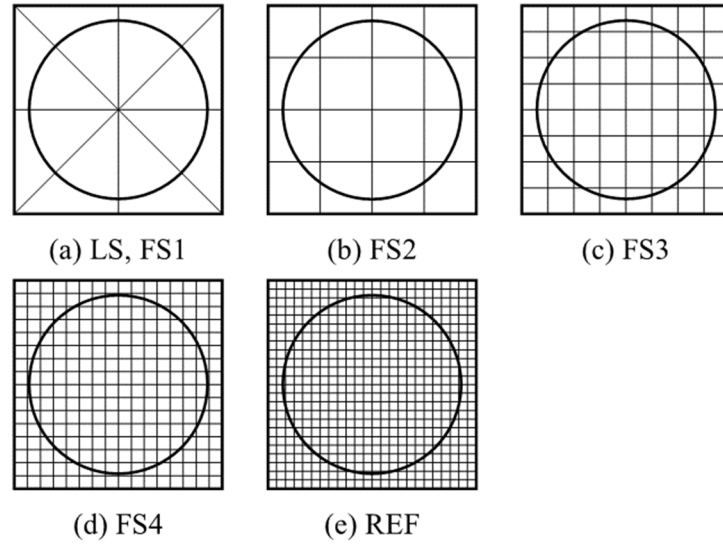


図 2.16 G/T 管, I/T 管, UO_2 セル, MOX セルのバックグラウンドメッシュ設定方法
 Fig. 2.16 Setting of background mesh in G/T, I/T, UO_2 and MOX cells.

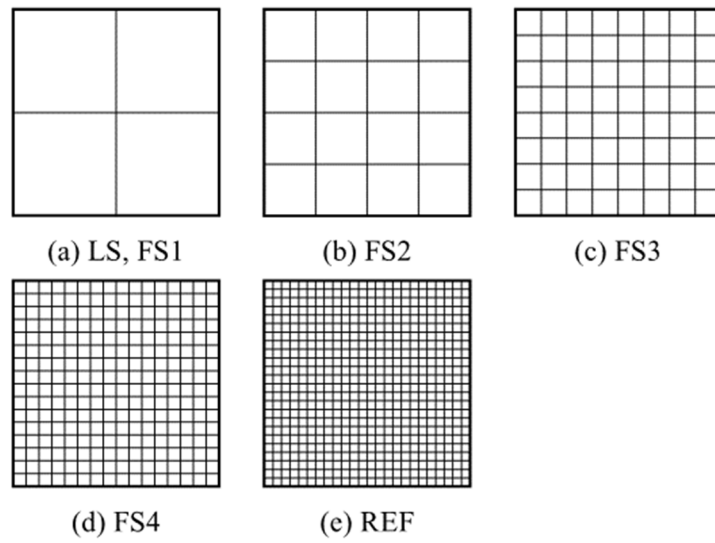


図 2.17 反射体領域のバックグラウンドメッシュ設定方法
 Fig. 2.17 Setting of background mesh in reflector region.

表 2.10 C5G7 2 次元ベンチマーク問題（多燃料集合体体系）の計算条件

Table 2.10 Calculation condition in C5G7 two-dimensional benchmark (multi-fuel assemblies).

項目	条件	設定値
幾何形状	体系	C5G7 2 次元ベンチマーク問題
	バックグラウンドメッシュ	図 2.1.2.5、図 2.1.2.6 参照
レイトレース	極角分割タイプ	Tabuchi-Yamamoto 分点
	$\pi/2$ に対する極角分割数	3
	2π に対する方位角分割数	128
	トレースタイプ	ガウス・ルジャンドル・マクロバンド法
	最大トレース幅	0.02 cm
収束判定条件	中性子束（外部/内部反復）	1.0×10^{-5}
	実効増倍率	1.0×10^{-5}
	GCMR 加速	1.0×10^{-5}
GCMR 加速	加速因子	1.0

表 2.11 C5G7 2 次元ベンチマーク問題（多燃料集合体体系）の実効増倍率

Table 2.11 Effective multiplication factor in C5G7 two-dimensional benchmark (multi-fuel assemblies).

計算 ケー ス	バック グラウンド メッシュ分割	ソース近似	実効増倍率 [-]	参照解との相 対差異 [pcm]	計算時間 [min]
FS1	※	フラット	1.187451	76	11
FS2	4×4 正方	フラット	1.186965	35	16
FS3	8×8 正方	フラット	1.186700	13	28
FS4	16×16 正方	フラット	1.186539	-1	48
FS5	24×24 正方	フラット	1.186502	-4	70
LS	※	線形	1.186519	-3	30

※：G/T 管，I/T 管，UO₂ セル，MOX セルについては径方向 8 分割、反射体領域については 2×2 正方

表 2.12 C5G7 2 次元ベンチマーク問題（多燃料集合体体系）の核分裂反応率分布
Table 2.12 Fission reaction ratio distribution in C5G7 two-dimensional benchmark (multi-fuel assemblies).

計算ケース数	バック グラウンド メッシュ分割	ソース近似	核分裂反応率分布差異 [%]	
			RMS	最大値
FS1	※	フラット	1.47	5.34
FS2	4×4 正方	フラット	0.66	2.67
FS3	8×8 正方	フラット	0.23	1.04
FS4	16×16 正方	フラット	0.16	0.62
FS5	24×24 正方	フラット	0.16	0.64
LS	※	線形	0.17	0.68

※：G/T 管，I/T 管，UO₂ セル，MOX セルについては径方向 8 分割、反射体領域については 2×2 正方

(4) メッシュ不整合体系評価機能

① 2 次元 MOC 計算及び 3 次元拡散計算の機能拡張

3 次元詳細炉心動特性解析コードでは、同一の幾何形状を有する燃料集合体での構成炉心を想定して設計しているため、8×8 及び 9×9 BWR 燃料集合体を有する混在炉心体系において、メッシュ不整合が生じてしまい、本コードを適用することが困難であった。このため、メッシュ不整合の場合においても適切に取扱い可能となるように面積比中性子流分配法³³及び厳密中性子流分配法を 2 次元 MOC 計算及び 3 次元拡散計算機能に導入した。

面積比中性子流分配法は、応答行列法に基づく輸送計算を実施する際にメッシュ不整合体系の中性子流をメッシュ幅及び中性子流の関数展開を元に再分配する手法である。

4 メッシュ及び 3 メッシュが水平方向に隣接する不整合体系（図 2.18 参照）において、面積比中性子流分配法を適用すると、式(2.1.6)～式(2.1.8)に示すように、3 メッシュ側の中性子流 $J_{1,in} \sim J_{3,in}$ は、4 メッシュから流出する中性子流 $J_{1,out} \sim J_{4,out}$ 、メッシュ幅 $y_1 \sim y_3$ 及びメッシュ不整合により生じるサブメッシュ幅 $Z_{11} \sim Z_{43}$ を用いて表現することができる。

$$J_{1,in} = \frac{J_{1,out}Z_{11} + J_{2,out}Z_{21}}{y_1} \dots \dots \dots (2.1.6)$$

$$J_{2,in} = \frac{J_{2,out}Z_{22} + J_{3,out}Z_{32}}{y_2} \dots \dots \dots (2.1.7)$$

$$J_{3,in} = \frac{J_{3,out}Z_{33} + J_{4,out}Z_{43}}{y_3} \dots \dots \dots (2.1.8)$$

一方、厳密中性子流分配方法は、メッシュ不整合境界面における MOC とセル単位

GCMR 加速中性子流保存が厳密に成立するように計算する。したがって、4 メッシュ及び 3 メッシュが水平方向に隣接する不整合体系（図 2.19 参照）に示すようにメッシュ不整合境界面の部分中性子流をメッシュ不整合境界面ごとに明示的に扱う。式(2.1.9)～式(2.1.14)のとおりに 3 メッシュ領域の部分流入中性子流 $J_{1,1,in} \sim J_{4,3,in}$ は、4 メッシュ領域の部分中性子流 $J_{1,1,out} \sim J_{4,3,out}$ を用いて示すことができる。

$$J_{1,1,in} = J_{1,1,out} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (2.1.9)$$

$$J_{2.1.in} = J_{2.1.out} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (2.1.10)$$

$$J_{2,2,in} = J_{2,2,out} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (2.1.11)$$

$$J_{3,2,in} = J_{3,2,out} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (2.1.12)$$

$$J_{3.3.in} = J_{3.3.out} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (2.1.13)$$

$$J_{4,3,in} = J_{4,3,out} \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (2.1.14)$$

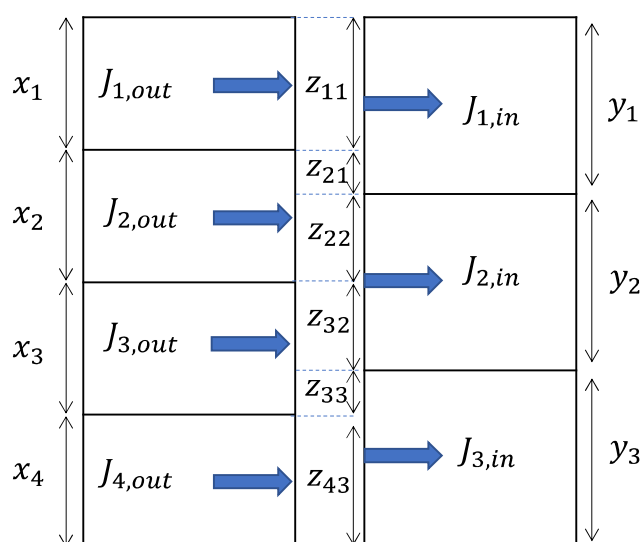


図 2.18 不整合メッシュ体系における面積比中性子流分配法の概要

Fig. 2.18 Overview of aria ratio neutron flow allocation method in inconsistent mesh system.

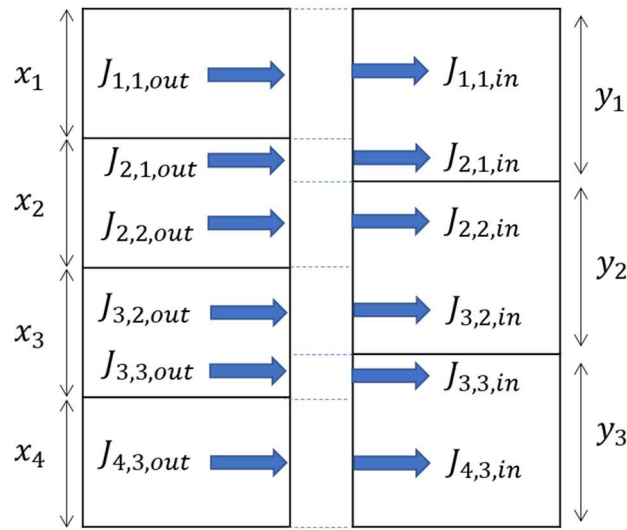


図 2.19 不整合メッシュ体系における厳密中性子流分配方法の概要

Fig. 2.19 Overview of detail neutron flow allocation method in inconsistent mesh system.

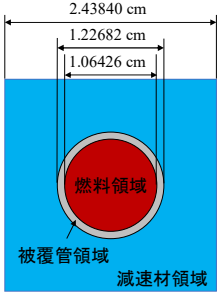
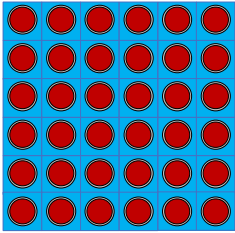
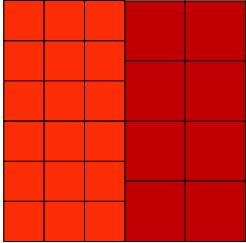
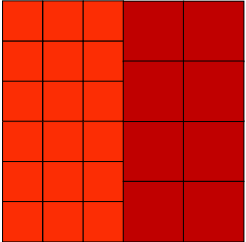
② メッシュ不整合体系における面積比中性子流分配法及び厳密中性子流分配法の機能検証

面積比中性子流分配法及び厳密中性子流分配法の機能検証として、表 2.13 に示す体系を評価した。ベンチマーク A 及び B は、メッシュ不整合体系以前の不具合に起因していないことを確認する単純な検証である。ベンチマーク C 及び D はメッシュ不整合を含むが、セル内を均質化した計算である。つまり、メッシュ不整合体系を取り扱う手法が実施できているか否かを確認する。ベンチマーク E は、中性子バランスの影響を確認する計算である。

メッシュ不整合体系の面積比中性子流分配法の検証結果を表 2.14 に示す。ベンチマーク解析では参照解との差異が小さく、良好な結果を示していることを確認した。また、厳密中性子流分配法についても同様な結果が得られた。

表 2.13 面積比中性子流分配法及び厳密中性子流分配法の機能検証のためのメッシュ
不整合体系

Table 2.13 Inconsistent mesh system for area ratio neutron flow allocation and detail neutron
flow allocation methods.

ベン チマ ーク	検証体系	体系図	メッシュ不 整合の有無	セル内均質性	メッシュ不整 合の対称性の 有無
A	格子体系		無	非均質	—
B	多燃料集合 体体系		無	非均質	—
C	均質セル・ 同一多燃料 集合体体系		有	均質	有
D	均質セル・ 異種多燃料 集合体体系		有	均質	有

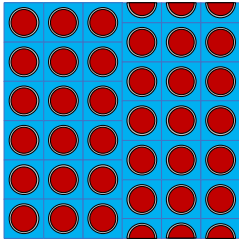
E	非均質セル 多燃料集合 体系		有	非均質	有
---	----------------------	---	---	-----	---

表 2.14 面積比中性子流分配法における実効増倍率の比較

Table 2.14 Comparison of effective multiplication factor in area ratio neutron flow allocation method.

ベンチマ ーク	実効増倍率 [－]		参照解との差異[pcm]	計算時間 [sec.]
	3次元詳細動特 性解析コード	参照解		
A	1.138870	1.138870	0.0	0.9
B	1.278968	1.278967	0.1	0.9
C	1.139612	1.139613	0.1	0.9
D	1.279786	1.279786	0.0	19.3
E	1.138927	1.138927	0.0	19.3

③ メッシュ不整合体系における総合検証

メッシュ不整合体系における中性子流の厳密分配法の機能拡張の総合検証として、図 2.20 に示す BWR 集合体混在炉心体系の解析を実施した。なお、面積比中性子流分配法については、メッシュ境界面上の中性子流の空間依存性を考慮することができないため総合検証を実施しなかった。燃料の幾何形状については参考文献^{34,35}に記載されている集合体をベースとし、混在炉心としての整合性を取るため集合体ピッチは 15.24 cm とし集合体間ギャップ幅、チャンネルボックス幅は各集合体の幾何形状に合わせて調整した。なお、十字型制御棒は挿入しないものとし、ギャップ領域の物質はいずれも水とした。

図 2.20 に示す BWR 集合体混在炉心体系の実効増倍率と核分裂反応率分布の解析結果をそれぞれ、表 2.15 及び図 2.21 に示す。なお、図 2.21 では、BWR 集合体混在炉心体系の燃料集合体タイプ別に示し、核分裂反応率 P_i は以下の式に基づき各セルの核分裂反応率 P_i の体積積分値を体系平均値が 1 となるように規格化した。

$$P_i = \sum_g \sum_r \Sigma_{f,g,i,r} \phi_{g,i,r} V_{i,r} \cdots \cdots \cdots (2.1.15)$$

g : エネルギー群数
 i : セル番号
 r : セル内の領域番号

$V_{i,r}$: 領域の体積
 $\Sigma_{f,g,i,r}$: 領域の核分裂断面積
 $\phi_{g,i,r}$: 領域の全中性子束

8×8 及び 9×9 BWR 燃料集合体混在体系における実効増倍率及び各セル領域での核分裂反応率分布の計算結果は、GMVP の計算結果とよく一致していることから 8×8 及び 9×9 BWR 燃料集合体混在体系におけるメッシュ不整合を適切に取扱えることを確認した。したがって、BWR 集合体混在炉心体系等のメッシュ不整合評価では、厳密中性子流分配法を採用することとした。

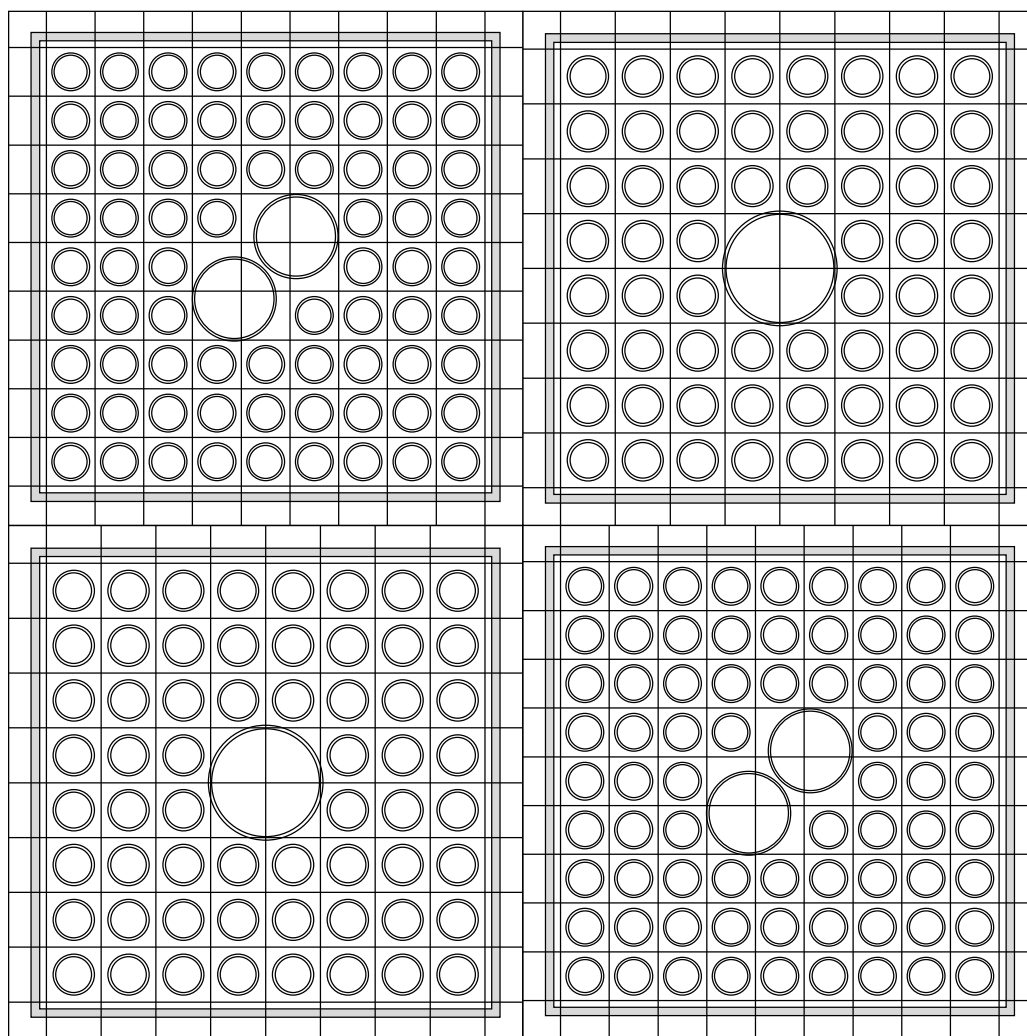


図 2.20 8×8 及び 9×9 BWR 燃料集合体混在体系

Fig. 2.20 Mixed system with 8×8 and 9×9 BWR fuel assemblies.

表 2.15 8×8 及び 9×9 BWR 燃料集合体混在体系における実効増倍率の比較
 Table 2.15 Comparison of effective multiplication factor in mixed system with 8×8 and 9×9 BWR fuel assemblies.

実効増倍率 [－]		参照解との差異[pcm]	計算時間 [sec.]
3次元詳細動特性解析 コード	GMVP		
1.39635	1.39635	－34	452

1.3802	1.2168	1.1554	1.1365	1.1360	1.1542	1.2141	1.3739	
1.3790	1.2167	1.1551	1.1359	1.1358	1.1543	1.2144	1.3738	
0.09%	0.01%	0.03%	0.05%	0.02%	-0.01%	-0.02%	0.01%	
1.2229	1.0551	1.0069	1.0044	1.0040	1.0056	1.0516	1.2140	
1.2224	1.0556	1.0072	1.0043	1.0045	1.0061	1.0522	1.2144	
0.04%	-0.05%	-0.03%	0.01%	-0.05%	-0.05%	-0.06%	-0.03%	
1.1647	1.0096	0.9974	1.0641	1.0637	0.9958	1.0057	1.1541	
1.1638	1.0095	0.9968	1.0622	1.0614	0.9948	1.0061	1.1543	
0.08%	0.01%	0.06%	0.18%	0.22%	0.10%	-0.04%	-0.02%	
1.1470	1.0085	1.0655			1.0637	1.0040	1.1364	
1.1464	1.0079	1.0633			1.0614	1.0045	1.1358	
0.05%	0.06%	0.21%			0.22%	-0.05%	0.05%	
1.1477	1.0090	1.0660			1.0641	1.0044	1.1366	
1.1465	1.0085	1.0638			1.0622	1.0043	1.1359	
0.10%	0.05%	0.21%			0.18%	0.01%	0.06%	
1.1671	1.0116	0.9993	1.0660	1.0655	0.9974	1.0069	1.1552	
1.1658	1.0118	0.9988	1.0638	1.0633	0.9968	1.0072	1.1551	
0.11%	-0.02%	0.05%	0.21%	0.21%	0.06%	-0.03%	0.01%	
1.2285	1.0599	1.0116	1.0090	1.0085	1.0096	1.0549	1.2167	
1.2276	1.0604	1.0118	1.0085	1.0079	1.0095	1.0556	1.2167	
0.07%	-0.05%	-0.02%	0.05%	0.06%	0.01%	-0.07%	0.00%	
1.3931	1.2285	1.1671	1.1477	1.1470	1.1647	1.2229	1.3802	-- 詳細動特性
1.3908	1.2276	1.1658	1.1465	1.1464	1.1638	1.2224	1.3790	-- GMVP
0.17%	0.07%	0.11%	0.10%	0.05%	0.08%	0.04%	0.09%	-- ERROR

(a) 8×8 燃料集合体

1.1674	1.0259	0.9682	0.9478	0.9446	0.9509	0.9710	1.0265	1.1644	
1.1668	1.0253	0.9683	0.9475	0.9449	0.9508	0.9707	1.0259	1.1643	
0.05%	0.06%	-0.01%	0.03%	-0.03%	0.01%	0.03%	0.06%	0.01%	
1.0260	0.8772	0.8278	0.8214	0.8303	0.8328	0.8365	0.8797	1.0212	
1.0253	0.8773	0.8278	0.8217	0.8307	0.8332	0.8370	0.8799	1.0214	
0.07%	-0.01%	0.00%	-0.04%	-0.05%	-0.05%	-0.06%	-0.02%	-0.02%	
0.9680	0.8277	0.7973	0.8294	0.8870	0.8785	0.8226	0.8342	0.9635	
0.9683	0.8278	0.7978	0.8295	0.8875	0.8802	0.8229	0.8347	0.9641	
-0.03%	-0.01%	-0.06%	-0.01%	-0.06%	-0.19%	-0.04%	-0.06%	-0.06%	
0.9478	0.8214	0.8294	0.9621			0.8774	0.8294	0.9422	
0.9475	0.8217	0.8295	0.9627			0.8793	0.8297	0.9426	
0.03%	-0.04%	-0.01%	-0.06%			-0.22%	-0.04%	-0.04%	
0.9448	0.8304	0.8870				0.8851	0.8262	0.9353	
0.9449	0.8307	0.8875				0.8863	0.8272	0.9359	
-0.01%	-0.04%	-0.06%				-0.14%	-0.12%	-0.06%	
0.9508	0.8327	0.8785			0.9606	0.8269	0.8166	0.9375	
0.9508	0.8332	0.8802			0.9615	0.8275	0.8172	0.9383	
0.00%	-0.06%	-0.19%			-0.09%	-0.07%	-0.07%	-0.09%	
0.9708	0.8365	0.8226	0.8774	0.8850	0.8269	0.7937	0.8220	0.9570	
0.9707	0.8370	0.8229	0.8793	0.8863	0.8275	0.7943	0.8230	0.9578	
0.01%	-0.06%	-0.04%	-0.22%	-0.15%	-0.07%	-0.08%	-0.12%	-0.08%	
1.0264	0.8796	0.8341	0.8294	0.8261	0.8166	0.8220	0.8693	1.0128	
1.0259	0.8799	0.8347	0.8297	0.8272	0.8172	0.8230	0.8703	1.0134	
0.05%	-0.03%	-0.07%	-0.04%	-0.13%	-0.07%	-0.12%	-0.11%	-0.06%	
1.1642	1.0211	0.9635	0.9422	0.9353	0.9374	0.9570	1.0128	1.1512	-- 詳細動特性
1.1643	1.0214	0.9641	0.9426	0.9359	0.9383	0.9578	1.0134	1.1521	-- GMVP
-0.01%	-0.03%	-0.06%	-0.04%	-0.06%	-0.10%	-0.08%	-0.06%	-0.08%	-- ERROR

(b) 9×9 燃料集合体

図 2.21 8×8 及び 9×9 BWR 燃料集合体混在体系における核分裂反応率分布の比較

Fig. 2.21 Comparison of fission reaction ratio distribution in mixed system with 8×8 and 9×9 BWR fuel assemblies.

2.2 不確かさ評価手法の導入・整備

不確かさ評価手法の導入・整備として、安全研究プロジェクト「詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備(Phase-2)」(平成 25 年度～平成 29 年度)の安全研究において、核データライブラリで評価されている共分散データのうち主に断面積の不確かさについて評価手法の導入整備を行ってきた。本研究では、燃焼計算や過渡計算等における不確かさを評価するために、核分裂収率の不確かさの検討を実施し、核分裂収率及び崩壊定数の不確かさの伝播を考慮した燃焼計算における不確かさ評価の実施に向けた技術基盤を構築した。また、遅発中性子割合や崩壊定数等の動特性パラメータについても不確かさ評価を実施し、過渡体系の様々なパラメータの不確かさについても検討した。

2.2.1 核分裂収率及び崩壊定数の不確かさ

核分裂収率及び崩壊定数の不確かさを考慮した炉心燃焼解析が実施可能となるように、不確かさ評価機能を整備した。核分裂収率については、独立核分裂収率と累積核分裂収率の 2 種類があるが、独立核分裂収率については半減期の短い核種が多いため測定が難しいことから、その不確かさは累積核分裂収率の不確かさと比較して大きくなる。このため、Devillers の方法³⁶に基づく独立核分裂収率の共分散評価を実施した上で、合理的な独立核分裂収率の不確かさを求めることが可能な GLS(Generalized least square)法³⁷による共分散評価手法を適用した。以下に、Devillers の方法と GLS 法に基づく独立核分裂収率の共分散評価方法を示す。

(1) Devillers の方法に基づく独立核分裂収率の共分散評価手法

同一質量チェーンに属する核分裂生成物 A_i の相関を簡易的に評価する手法である。同一質量チェーンに属する核種以外の相関はないものとみなす。ある質量を有する核分裂生成物核種の総数を N とし、核分裂生成物核種の独立核分裂収率に対する標準偏差を σ とする。このとき、核分裂収率の不確かさは共分散 V_{ij} として表され、これらの独立核分裂収率の総和に対する標準偏差として σ が与えられるならば、核種 i 自身の分散 V_{ii} 、核種 i と j の独立核分裂収率に対する共分散 V_{ij} は以下のように定義する。

$$V_{ij} = \sigma_i^2 \left(1 - \frac{\sigma_i^2}{\sigma^2 + \sum_{j=1}^N \sigma_j^2} \right) \quad (i = j) \cdots \cdots \cdots (2.2.1)$$

$$V_{ij} = - \frac{\sigma_i^2 \sigma_j^2}{\sigma^2 + \sum_{j=1}^N \sigma_j^2} \quad (i \neq j) \cdots \cdots \cdots (2.2.2)$$

(2) GLS 法に基づく独立核分裂収率の共分散評価手法

GLS³⁷ 法は、物理的な制約条件に基づいて共分散行列を改訂する手法であり、Devillers

一般的に GLS 法は、回帰モデルの誤差間にある程度の相関がある場合には、線形回帰モデルを仮定して未知のパラメータを推定する手法である。以下の式(2.2.3)～式(2.2.4)では、調整後の核データの平均値 $\hat{\mathbf{T}}$ と調整後の核データの共分散行列 $\hat{\mathbf{V}}$ を示す。

$$\hat{\mathbf{V}} = \mathbf{V}_\sigma - \mathbf{V}_\sigma \mathbf{G}^T (\mathbf{V}_{em} + \mathbf{G} \mathbf{V}_\sigma \mathbf{G}^T)^{-1} \mathbf{G} \mathbf{V}_\sigma \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \quad (2.2.4)$$

$$V_{em} : \widetilde{R} \text{ の共分散 } V_e \text{ と } R(T_0) \text{ の共分散 } V_m \text{ の和}$$

- ・チェーン収率に関する制約条件：

式(2.2.5)の左辺は、チェーン収率 C を示しており、核分裂生成物中の安定核種の累積核分裂収率とみなし、式 (2.2.6) で表される。

$\mathbf{D}$ はチェーン収率を取得するための行列と考え、核分裂生成物数を $\mathbf{I}$ とすると $\mathbf{I}$ 次正方行列で、その対角成分は、安定核種で 1、それ以外は 0 とした。 $\mathbf{I}$ 次正方行列の非対角成分は、核データで与えられている崩壊分岐比である。したがって、 $\mathbf{G}$ は、 $\mathbf{D}$ となる。

36

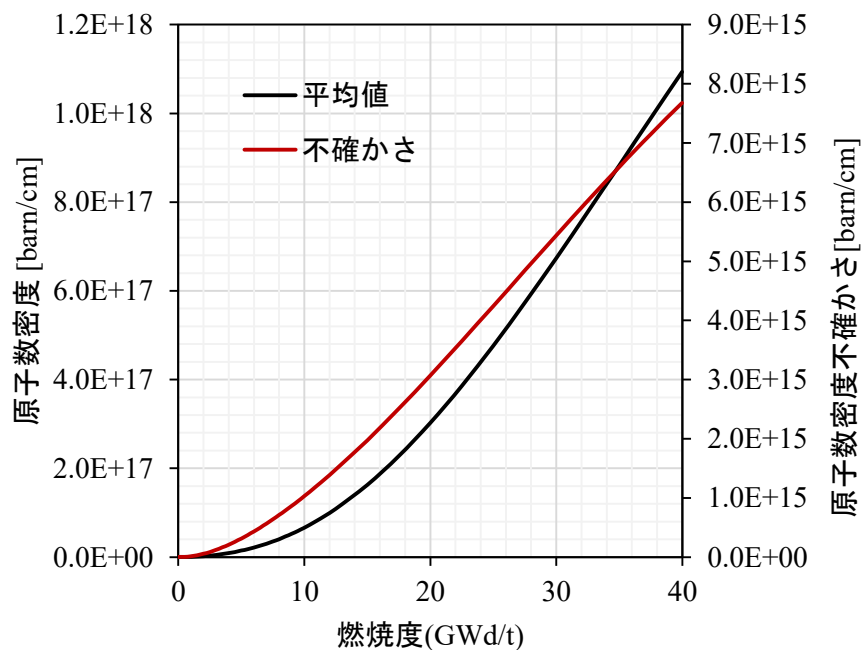


図 2.22 ランダムサンプリング手法による ^{154}Eu の原子数密度及びその不確かさの燃焼度特性

Fig. 2.22 Burnup characteristic of ^{154}Eu atomic number density and associated uncertainty using random sampling method.

2.2.2 遅発中性子割合及び中性子寿命の不確かさ

(1) 動特性パラメータ評価の機能拡張

遅発中性子割合及び中性子寿命の不確かさを考慮し 3 次元核熱結合解析が可能となるように不確かさ機能の拡張を実施した。本機能拡張では、Tuttle の評価³⁸した核分裂親核種 (^{235}U 、 ^{239}Pu 等の 12 核種) の 6 群遅発中性子割合、崩壊定数データ及びその不確かさ（以下「Tuttle の評価値」という。）を使用した。核分裂親核種間の相関については考慮していない。なお、遅発中性子割合については、6 群の総和が 1.0 になるように規格化を行った。

(2) 動特性パラメータの不確かさ評価機能拡張の動作確認

UO_2 及び MOX 燃料集合体における動特性パラメータの不確かさ評価の機能拡張の動作確認として、図 2.20 に示す BWR 集合体混在炉心体系の解析を実施した。OECD/NEA の MOX ベンチマーク問題³⁹に採用されている UO_2 及び MOX 燃料集合体（図 2.23 参照）を対象に、Tuttle の評価値を用いた基本ケース（燃料温度 900 K、減速材温度 580 K、ホウ素濃度 1000 ppm）における CASMO5 の実効遅発中性子割合の燃焼変化とその不確かさを評

価した。図 2.24 に示すように、500 ケースのランダムサンプリングによる無限増倍率の平均は CASMO ライブラリに摂動を与えない場合（図中の赤と青の線）の結果とほぼ一致しており適切に評価されていることを確認した。実効遅発中性子割合については UO_2 燃料の場合、未燃焼の場合が最も大きく（約 0.0070）燃焼に進展とともに緩やかに減少していくが、MOX 燃料の場合は未燃焼の場合が最も小さく（約 0.0031）、燃焼の進展とともに単調に増加することを確認した。一方、実効遅発中性子割合の不確かさに関しては、 UO_2 及び MOX 燃料とも燃焼初期が最も大きくなり、燃焼の進展とともに低下していくが燃焼度が 30 GWd/t を超えると緩やかに増加する傾向を確認した。

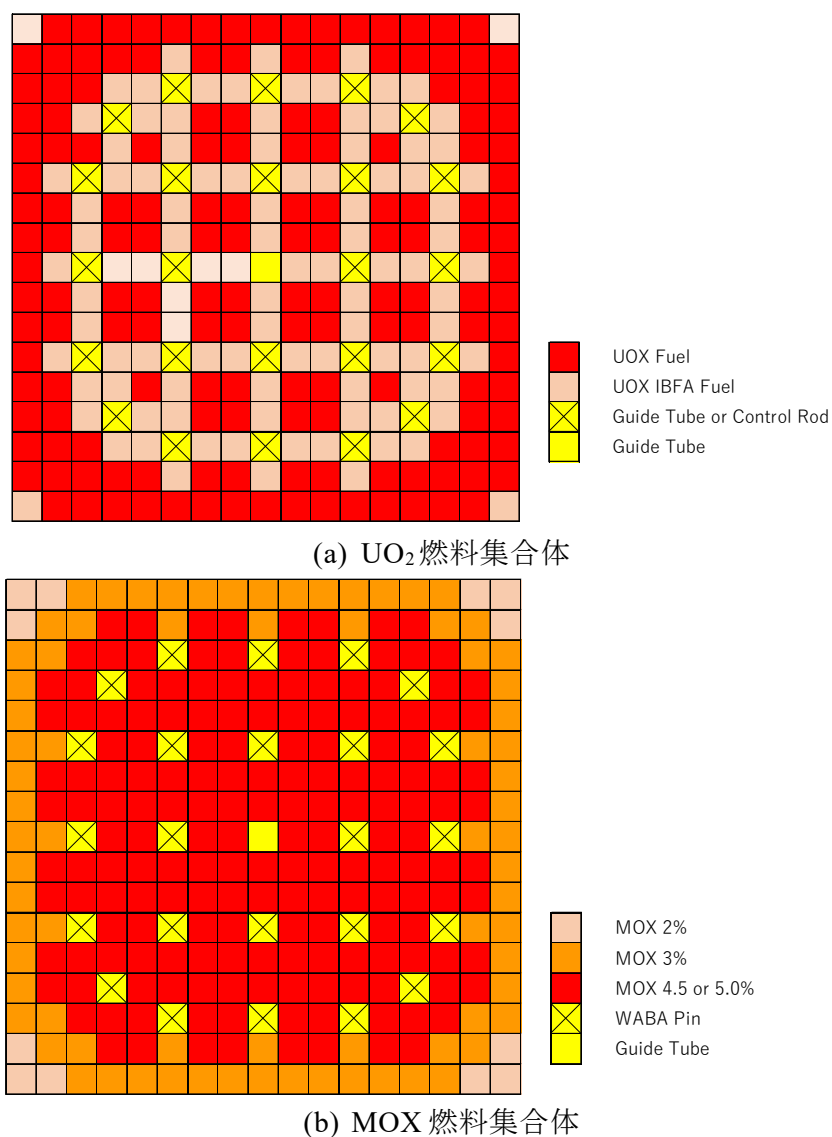


図 2.23 UO_2 及び MOX 燃料集合体

Fig. 2.23 UO_2 and MOX fuel assemblies.

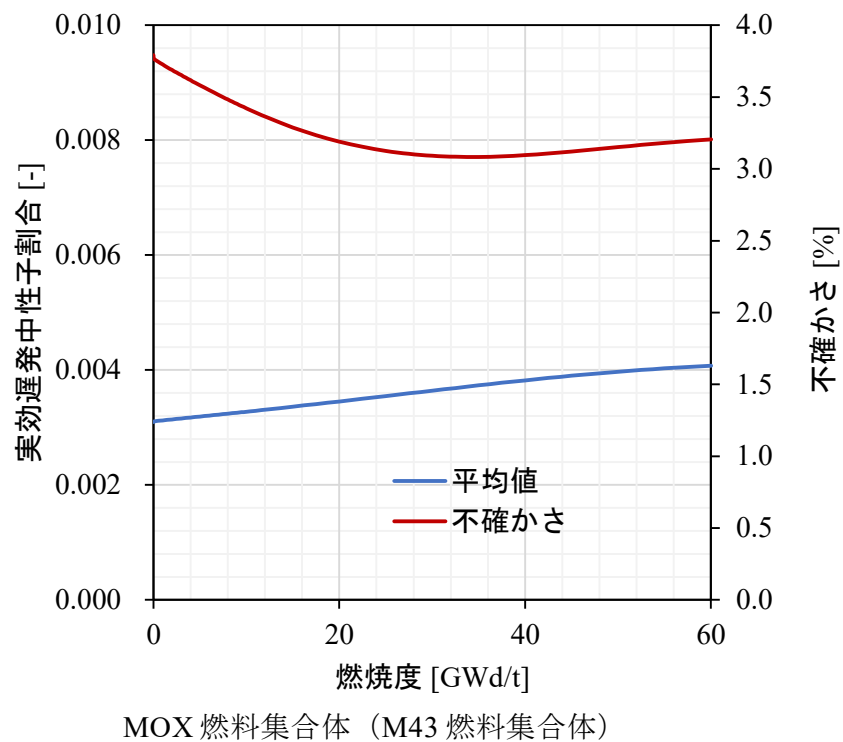
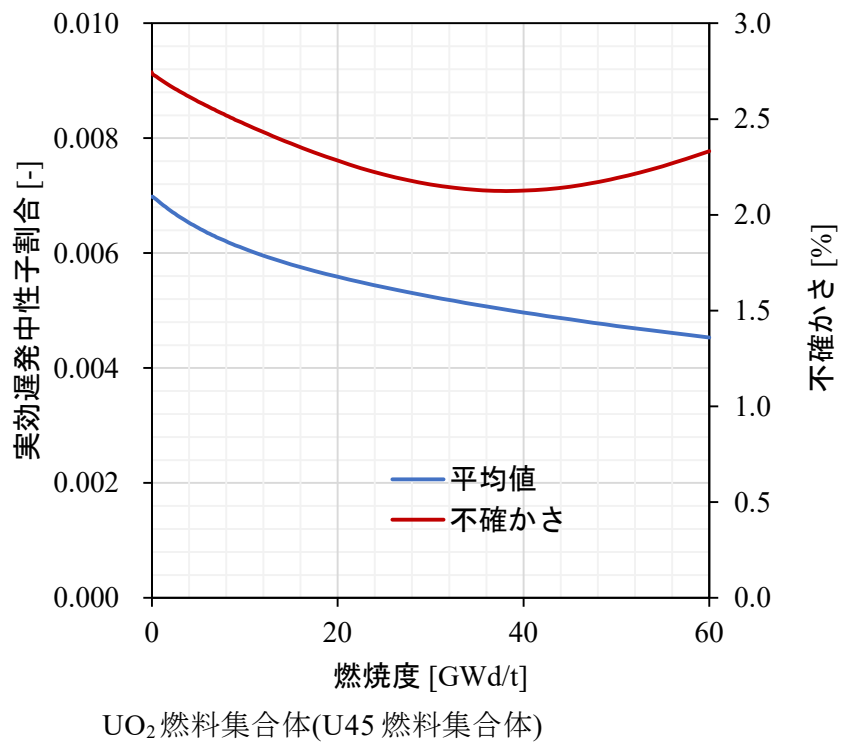


図 2.24 CASMO5 によるランダムサンプリング手法による実効遅発中性子割合の不確かさ評価結果例

Fig. 2.24 Uncertainty analysis of effective delayed neutron fraction evaluated using random sampling method with CASMO5.

2.2.3 評価済み核データライブラリ等に関する最新知見の活用

(1) 評価済み核データライブラリに係る調査

核特性解析に係る BEPU 手法の高度化の一環として、米国の ENDF-B/VII.1⁴⁰をはじめ、日本の JENDL-4.0⁴¹ といった国内外の評価済み核データライブラリについて最新知見等を収集した。国産の JENDL については、令和 3 年 12 月に最新版の JENDL-5⁴²が公開されたため、既存の炉心解析コードへの導入を進めるとともに、JENDL-4.0 との差異等を調査した。その結果、JENDL-5 の共分散データについては、JENDL-4.0 の共分散データから大幅に更新されており、特に、独立核分裂収率の不確かさについては大幅な見直しが図られていることを確認した。また、JENDL 委員会リアクター積分テストワーキンググループ会合⁴³等に参加し、臨界実験体系等への適用事例等の情報を収集した。

(2) 最新の評価済み核データライブラリの燃焼追跡解析への影響評価

最新の評価済み核データライブラリ JENDL-5 が炉心解析に与える影響を確認するため、Tihange 2 号機の運転データを用いて、実機燃焼追跡解析を実施した。

Tihange 2 号機の運転データに基づき、入力データを作成し、CASMO5/SIMULATE5 と JENDL-5 を用いて第 9 サイクル (EOC) から 12 サイクル (EOC) までの燃焼追跡解析を実施した。燃焼追跡解析で得られた径方向出力分布等の解析結果については、炉内核計装の実測値との比較を実施した。Tihange 2 号機の運転データの評価項目である第 11 サイクルの臨界ホウ素濃度の燃焼度依存性、径方向出力誤差を図 2.25 から図 2.27 に示す。

JENDL-5 で評価した臨界ホウ素濃度は燃焼に伴う反応度劣化が大きく、実測値からの差異も JENDL-4.0 と比較して大きくなった。これは、JENDL-5 の低い転換率が起因していると考えられる。径方向出力分布における実測値との差異は、 $\pm 2\%$ RMS 程度であった。なお、このような結果は他のサイクルでも見られた。

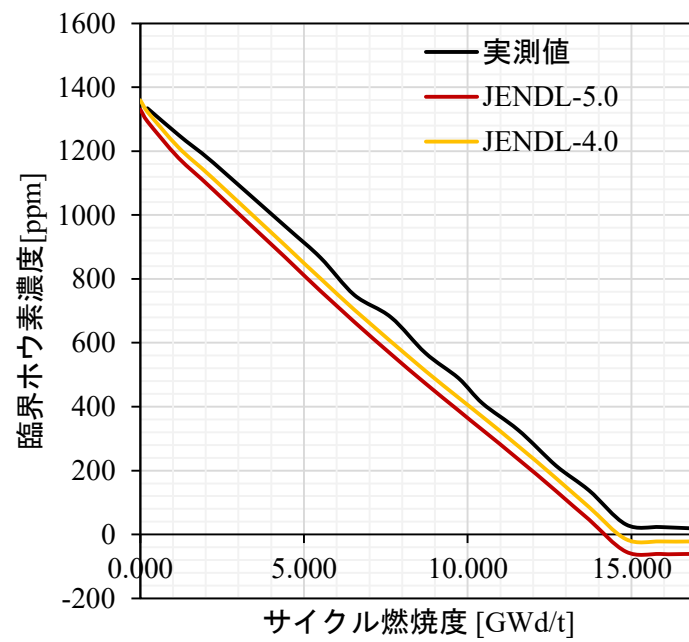


図 2.25 Tihange 2 号機の第 11 サイクルの臨界ホウ素濃度

Fig. 2.25 Critical boron concentration and associated biases in cycle 11 in Tihange-2.

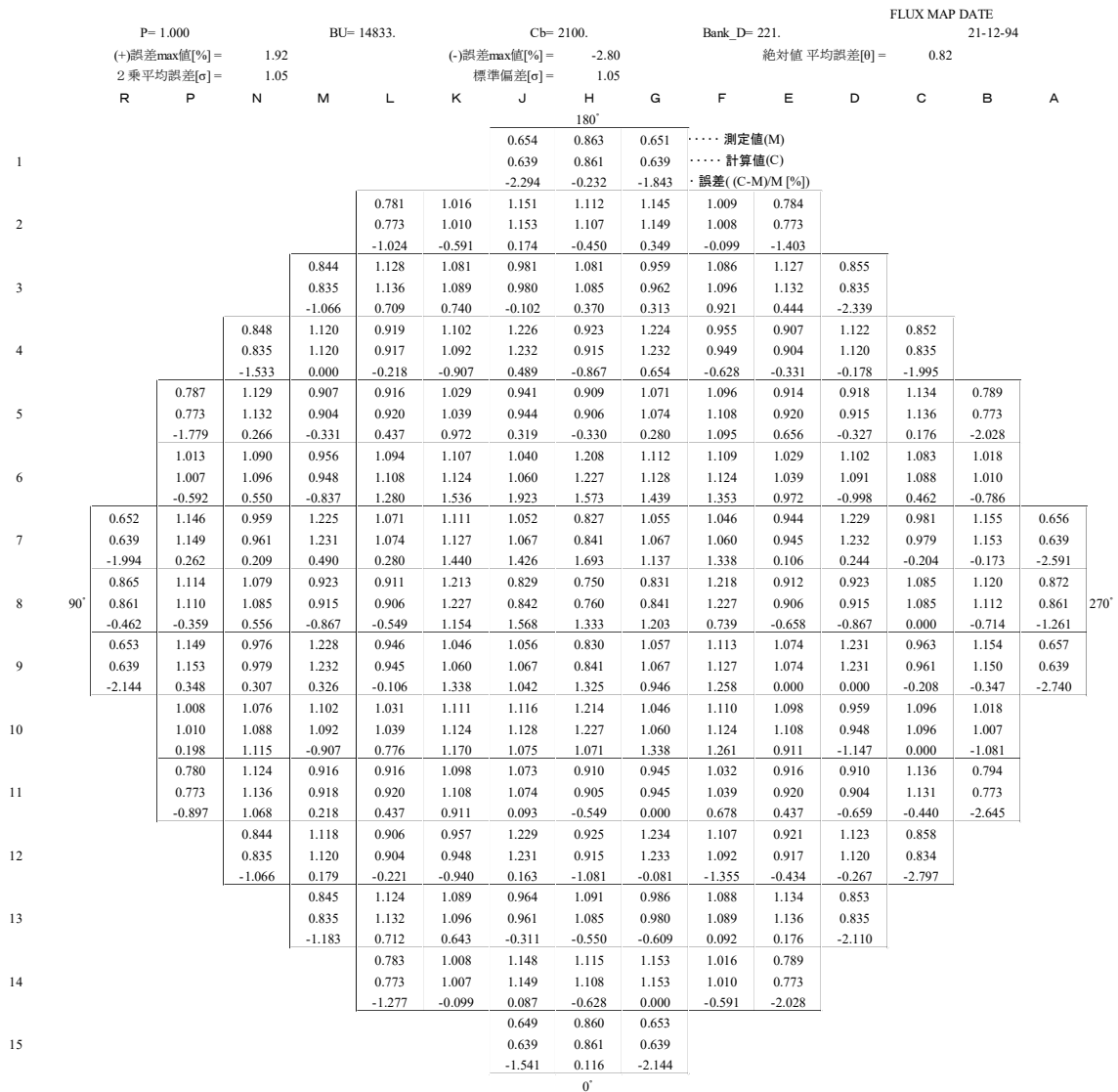


図 2.26 Tihange 2 号機の第 11 サイクル (EOC) の径方向出力分布
(JENDL-5 による SIMULATE5 解析結果)

Fig. 2.26 Radial power distribution and associated biases at EOC in cycle11 in Tihange-2.

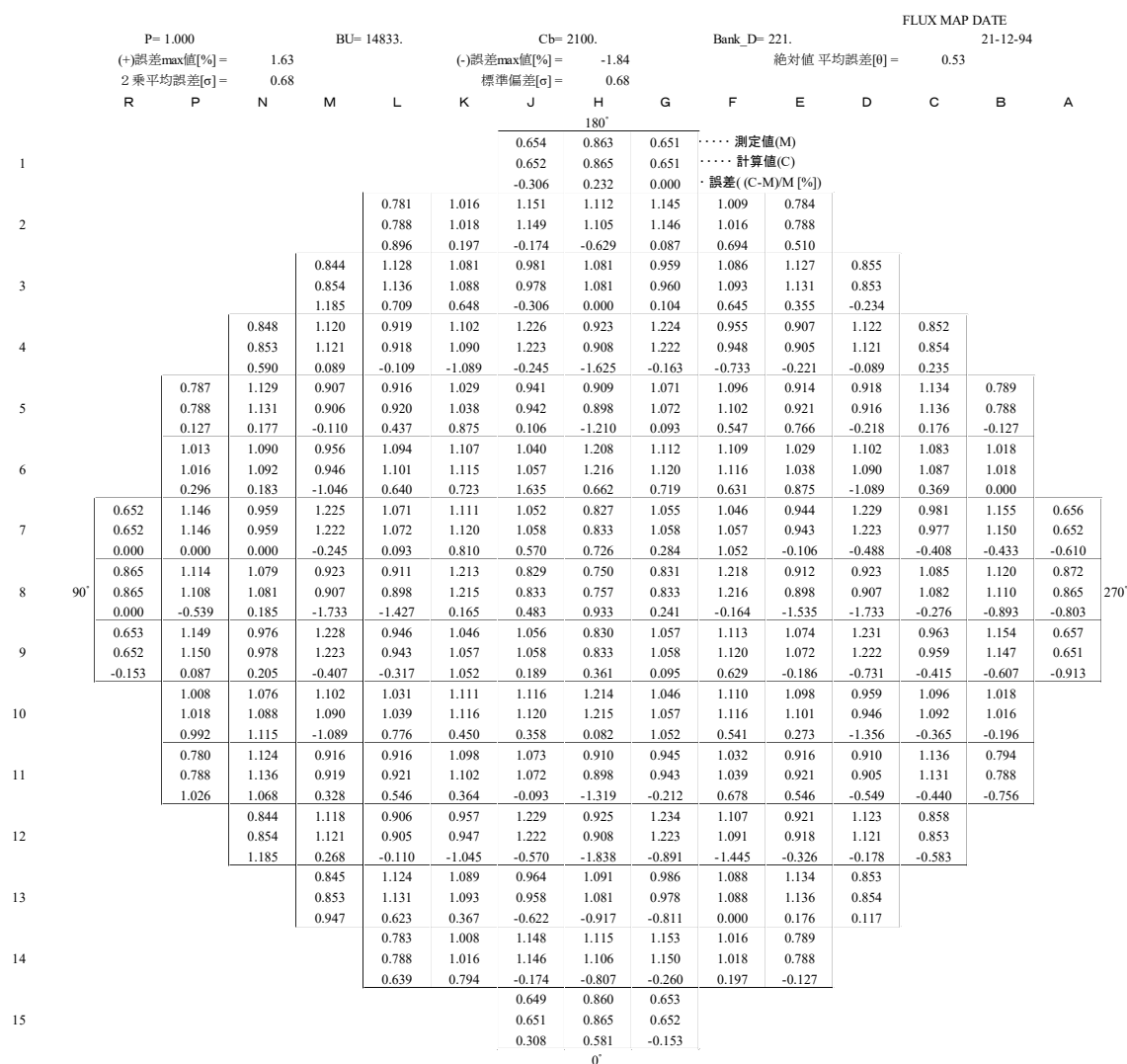


図 2.27 Tihange 2 号機の第 11 サイクル (EOC) の径方向出力分布
(JENDL-4.0 による SIMULATE5 解析結果)

Fig. 2.27 Radial power distribution and associated biases at EOC in cycle11 in Tihange-2.

(3) 最新の共分散データの活用

最新の共分散データを活用し、ランダムサンプリング手法により Tihange 2 号機の実機燃焼追跡解析における核特性パラメータの不確かさを評価した。

Tihange 2 号機の実機解析において重要な炉心パラメータである臨界ホウ素濃度及び径方向出力分布の不確かさをそれぞれ、図 2.28 及び図 2.29 に示す。臨界ホウ素濃度の不確かさでは、サイクル 11 において、JENDL-5 で評価した臨界ホウ素濃度は、解析値と測定値の比 (C/E) が大きくなるとともに、JENDL-4.0 と比較して、有意な差が明らかになった。JENDL-5 の ^{239}Pu と ^{241}Pu の核反応断面積の不確かさが過大に評価されているため、

JENDL-4.0 で評価した臨界ホウ素濃度の不確かさと比較して、2 倍程度の臨界ホウ素濃度の不確かさが存在することが明らかになった。このため、その他の炉心パラメータについても同様な不確かさ評価を実施し、安全解析に与える影響を総合的に評価する必要がある。

また、第 11 サイクル末期（EOC）における JENDL-5 の径方向出力分布の不確かさについては、JENDL-4.0⁴¹ よりも大きく、核データの不確かさの影響が顕著に現れていた。

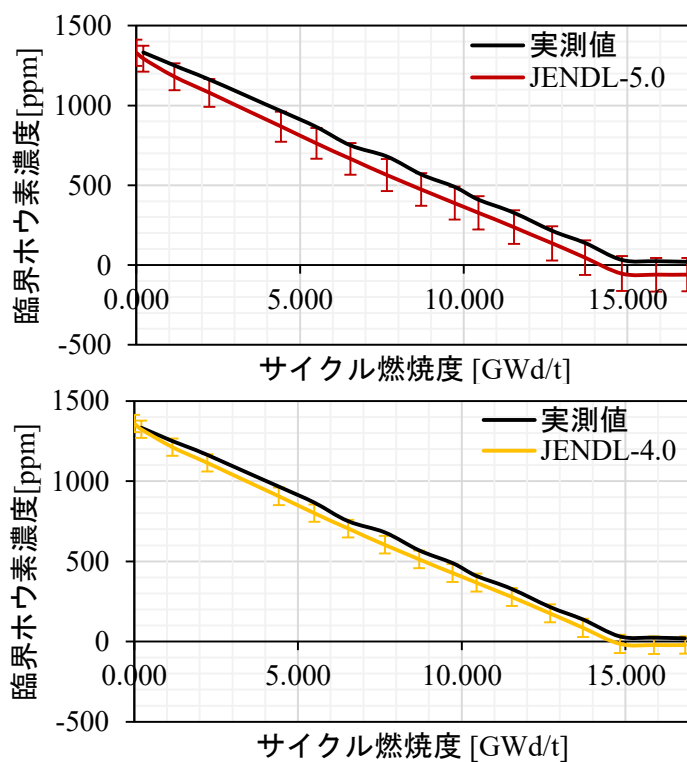


図 2.28 Tihange 2 号機の第 11 サイクルにおける臨界ホウ素濃度の不確かさのサイクル燃焼特性

Fig. 2.28 Burnup characteristic of critical boron concentration uncertainty under cycle 11 in Tihange-2.

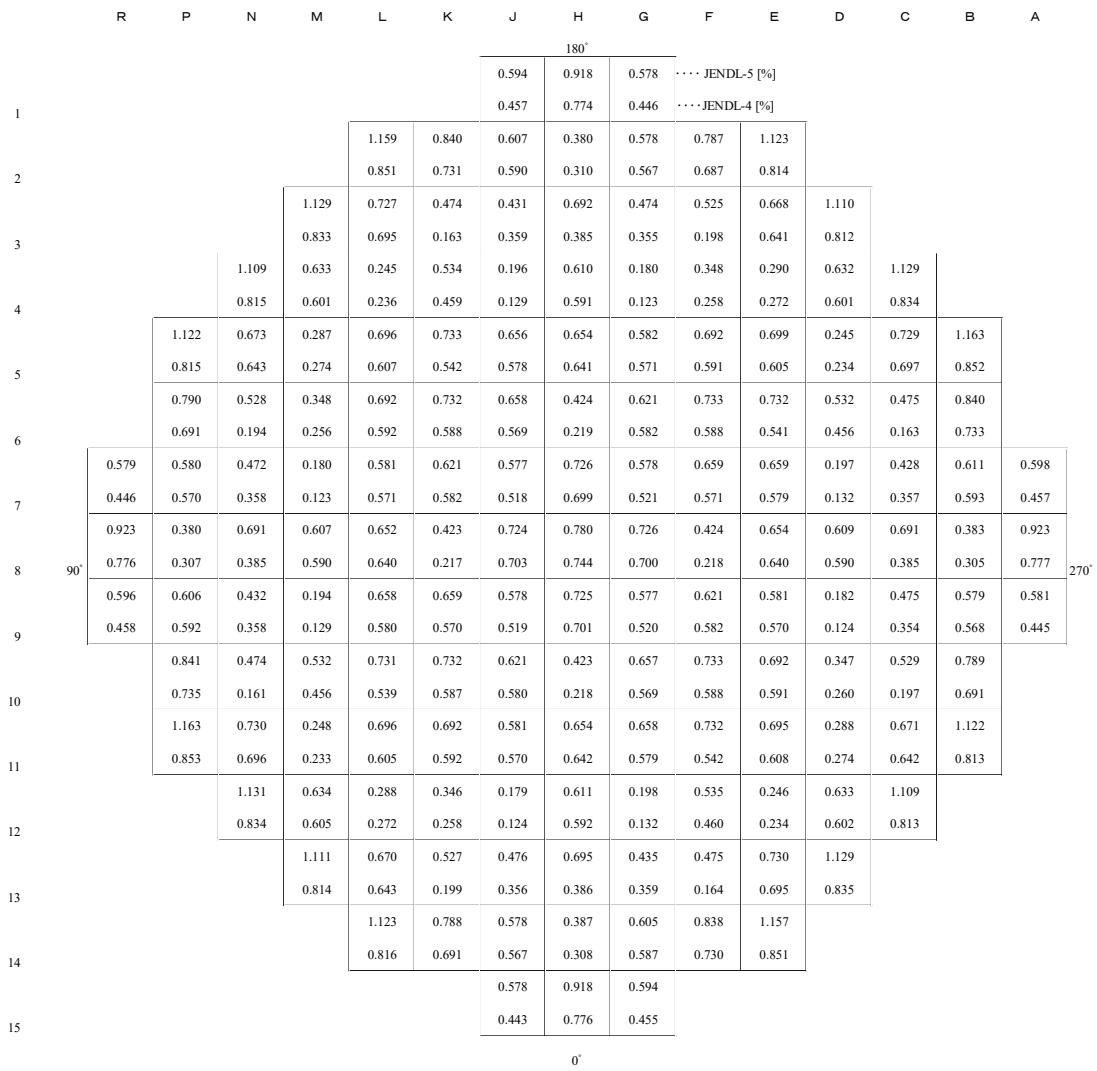


図 2.29 Tihange 2 号機の第 11 サイクルの径方向出力分布の不確かさ
Fig. 2.29 Radial power distribution uncertainty in cycle 11 in Tihange-2.

3. 結論

3.1 成果の要点

3.1.1 最適評価手法の導入・整備

(1) 3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の導入・整備

実機炉心体系を対象とした原子炉起動時及び出力運転中における制御棒の異常な引抜き並びに制御棒落下事故の解析を実施するため、安全評価で確認する燃料エンタルピーや破損燃料棒本数の評価方法の検討を実施し、同評価が可能となるように3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS への機能拡張を行った。また、動作確認のため、BWR 平衡サイクル炉心反応度投入事象の解析を実施し、これらの解析により、燃料棒破損本数等が適切に評価されていると判断できることから評価機能の拡張が問題なく行われていることを確認した。

(2) 3次元詳細炉心動特性解析コードの開発

これまでの3次元詳細炉心動特性解析コードの開発では、PWR の炉心解析を想定して実施されており、既存の機能だけでは BWR 燃料集合体の取扱いができず、炉心解析が困難であった。BWR を対象とした炉心解析を実現するために、当該コードの幾何形状機能を拡張した。また、2次元 MOC 計算において、線形ソース近似を導入し、当該機能をベンチマーク問題の解析をとおして検証し、精度が確保できるように改良し、少ない空間分割数での評価が可能となった。計算精度と計算時間の両者を総合的に考慮した際に、新しい線形ソース近似は従来のフラットソース近似による計算精度を維持し、計算時間を低減することが可能であることを確認できた。

さらに、3次元詳細炉心動特性解析コードでは、メッシュが不整合となる炉心に適用することが難しかったが、粗細が異なる解析条件の組合方法等を検討し、燃料集合体タイプが混在するような体系の解析が可能となるように、メッシュ不整合体系の評価機能を追加した。これにより、8×8 及び 9×9 燃料集合体混在体系の解析が可能となった。

今後、効率的な並列化計算方法等の検討を実施する。さらに、3次元詳細炉心動特性解析コードを用いて、OECD/NEA の非均質炉心体系における動特性解析の検証に係るベンチマーク問題の解析を実施し、制御棒位置及び減速材密度が時間変化する事象に対する解析精度を評価する。

3.1.2 不確かさ評価手法の導入・整備

反応断面積、核分裂収率等の不確かさや、燃焼計算で使用する核分裂収率等の不確かさの伝播を考慮した実機炉心解析が可能となるように不確かさ評価手法を整備した。これにより、燃焼に伴う反応度及び核種組成の不確かさを定量的に評価することが可能となり、それらが炉心解析に及ぼす影響を明らかにした。

動特性計算で使用する遅発中性子割合等の不確かさについて、国内外における最新の

研究動向を踏まえて、当該不確かさの伝播が考慮できるよう、ランダムサンプリング法に基づく不確かさ評価手法を拡張した。遅発中性子割合等の不確かさの伝播を考慮して、MOX ベンチマーク問題の動特性計算結果の不確かさを評価することにより、動特性パラメータと断面積の不確かさによる影響を明らかにした。

評価済み核データライブラリ等に関する最新知見の活用については、令和 3 年 12 月に公開した JENDL-5⁴²において改訂・拡充された核データ及びその不確かさについて、旧バージョンの JENDL-4.0⁴¹との差異を、文献調査及びこれまでの安全研究において取得した解析データと比較し、再評価等を行った結果、実機燃焼追跡解析に JENDL-5 を適用すると転換率の影響により燃焼に伴う反応度劣化が他の核データライブラリを用いた場合よりも大きくなることが判明した。

3.2 目的（目標）の達成状況

最適評価手法の導入・整備については、PWR 及び BWR 実機炉心体系において核熱結合評価が必要となる運転時の異常な過渡変化や設計基準事故の実機炉心挙動の評価が可能になるように TRACE/PARCS の整備を完了した。これにより、PWR や BWR に対する反応度投入事象解析が可能となった。また、整備した TRACE/PARCS を用いて、BWR 平衡サイクル炉心反応度投入事象の解析を実施し、これらの解析により、燃料棒破損本数等が適切に評価されていると判断できることから評価機能の改良が問題なく行われていることの確認を完了した。さらに、3 次元詳細炉心動特性解析コードの開発では、運転時の異常な過渡変化及び事故時の事象をより精緻に把握することに加えて、従前の最適評価コードに対して参照解となる解析結果を得るために、必要な 3 次元詳細炉心動特性解析コードの高精度化、BWR 幾何形状の機能拡張、2 次元 MOC 計算の高速化、及びメッシュ不整合体系評価機能の拡張を完了した。以上のことから最適評価手法の導入・整備については当初の目標を達成した。

不確かさ評価手法の導入・整備については、核分裂収率等の不確かさの伝播を考慮した燃焼計算における不確かさ評価が可能となるように評価機能を整備した。核分裂収率及び崩壊定数の不確かさを考慮した CASMO-5 の燃焼計算を燃料集合体体系において実施し、核分裂収率や崩壊定数の不確かさが解析結果に与える影響の確認を完了した。また、動特性計算で使用する遅発中性子割合等の不確かさの取扱いに関する検討を実施し、燃料集合体体系の解析をとおして遅発中性子割合等の不確かさが解析結果に与える影響の確認を完了した。さらに、評価済み核データライブラリ等における不確かさに関する最新知見を収集し、改訂・拡充の内容を確認したのちに、最新知見を取り入れた JENDL-5 等の評価済み核データライブラリを用いた不確かさ評価手法の整備を完了した。JENDL-5 が炉心解析に与える影響を評価するために、実機炉心解析を実施し、これにより JENDL-5 では、燃焼時の反応度劣化が他の核データライブラリを用いた場合よりも大きくなることが判明した。一方、核データの不確かさについては、JENDL-5 ライブラリへの更新により不確

かさが増大していることが明らかになった。このため、国外の評価済み核データライブラリの適用事例や次期バージョンの整備状況について最新知見を引き続き収集するとともに、JENDL-5 にあっては、改訂等が予定されていることから炉心解析への適用性等を含め検討が必要である。以上のことから不確かさ評価手法の導入・整備については当初の目標を達成した。

3.3 成果の公表等

3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

(1) NRA 技術報告

なし

(2) 論文（査読付）

- ① Shiba, S., "Nuclear Data Uncertainty Propagation in PWR MOX/UO₂ Core Transient Benchmark," Nuclear Technology , Vol. 211(7), pp. 1590–1607, 2024.
doi:10.1080/00295450.2024.2421671
- ② Shiba, S., "Applicability of JENDL-5 to Tihange Unit 2 Reactor Core Tracking Analysis", Nuclear Technology. (submitted for publication)
- ③ Shiba, S., Sakai, T., "Core Modeling and Simulation of Peach Bottom 2 Turbine Trip Test 2 Using CASMO5/TRACE/PARCS," Nuclear Technology, Vol. 208(2), pp. 371–383, 2021.
doi:10.1080/00295450.2021.1913032
- ④ Fujita, T., "Influence of treatment of manufacturing uncertainty on uncertainty analysis in PWR-UO₂ fuel assembly using data from the OECD/NEA/NSC LWR-UAM benchmark", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 60(12), pp. 1526-1537, 2023.
doi:10.1080/00223131.2023.2224332
- ⑤ Fujita, T., "Uncertainty analysis for fission product inventories based on covariance data of fission product yields in JENDL-4.0 and ENDF/B-VIII.0", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 61(3), pp. 417-427, 2024. doi:10.1080/00223131.2023.2224331
- ⑥ Fujita, T., "Applicability of the kernel method for macroscopic cross section tabulation to planar MOC-based core transient analysis code", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 61(5), pp. 679-692, 2024. doi:10.1080/00223131.2023.2252432

(3) 学術会議のプロシーディングス（査読付）

- ① Kawaguchi, M., Shiba, S., Iwahashi, D., Okawa, T., Gunji, S., Izawa, K., Suyama, K., "PRELIMINARY ANALYSES OF MODIFIED STACY CORE CONFIGURATION USING SERPENT WITH JENDL-5", The 12th International Conference on Nuclear Criticality

Safety (ICNC2023), 2023.

- ② Shiba, S. “Uncertainty Quantification of Critical Boron Concentration in Tihange-2 Reactor Core Tracking Analysis Using CASMO5/SIMULATE5 with JENDL-5”, 2024 ANS Annual Conference transactions, Las Vegas, NV, June 2024, Vol. 130, P. 988-991, ANS, (2024).

(4) その他

- ① 柴茂樹、「JENDL-5 を用いた実機炉心解析」、日本原子力学会 2024 年春の年会、令和 6 年
- ② 柴茂樹、「JENDL-5 を用いた実機炉心解析」、日本原子力学会 2023 年秋の大会、令和 5 年
- ③ 柴茂樹、「CASMO5/TRACE/PARCS を用いた PWR MOX/UO₂ 炉心過渡事象ベンチマークの不確かさ評価」、日本原子力学会 2023 年春の年会、令和 5 年

3.3.2 委託先による公表

なし

3.4 成果の活用等

本プロジェクトで得られた最適評価コードに関する技術的知見、評価済み核データライブラリ等に関する成果については、中国電力島根原子力発電所 3 号機における地震時の影響を低減させるために燃料集合体に装着するチャンネルボックスの厚さ変更に伴う許認可解析⁴⁴における審査支援に活用した。

3.5 今後の課題等

主要原子力施設設置者の原子力部門の責任者との意見交換会（CNO 会議）⁴⁵において、ATENA から、BWR における将来的な 10×10 燃料集合体の導入に向けて、以下のトピカルレポート提出に係る検討について説明があった。

- ・ 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る解析評価への 3 次元核熱結合動特性解析コード(TRAC 系コード)の適用
- ・ 運転時の異常な過渡変化のうち炉内圧力変件事象又は炉心流量変件事象等の一部の事象による限界出力比の変化に係る評価に対する統計的安全評価手法の適用

トピカルレポートが承認された後には、設置変更許可申請がなされ、10×10 燃料集合体装荷炉心に係る適合性審査が開始されると想定できることから、同審査に備え、新型燃料 10×10 燃料集合体装荷炉心データの整備を実施する必要がある。一方、3 次元詳細炉心動特性解析コードの開発においては、運転時の異常な過渡事象へ適用する場合の技術的課題が残されている。このため、課題解決に向けて、効率的な並列化計算方法等の検討を進める必要がある。

参考文献一覧

- 1 「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器は損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」、原子力規制委員会、平成25年6月19日付け原規技発第13061915号、平成25年
- 2 Boyack, B., Duffey, R., Griffith, P., Lellouche, G., Levy, S., Rohatgi, U., Wilson, G., Wulff, W., Zuber, N., “Quantifying Reactor Safety Margins, Application of Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology to a Large Break Loss-of-coolant Accident”, NUREG/CR-5249, 1989.
- 3 International Atomic Energy Agency (IAEA), “Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants”, IAEA Safety Standard Series No. SSG-2, 2009.
- 4 日本原子力学会基準、「統計的安全評価の実施基準：2021」、社団法人日本原子力学会、AESJ-SC-S001:2021、令和3年
- 5 原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、安全研究成果報告、「詳細解析手法の導入に向けた熱流動・核特性安全解析手法の整備（Phase-2）」、RREP-2019-1005、平成31年
- 6 “TRACE V5.0. Patch 5 User’s Manual”, U.S.NRC, 2017.
- 7 Downar, T., Xu, Y., Seker, V., “PARCS v3.0 U.S.NRC Core Neutronics Simulator User Manual”, University of Michigan, UMNERS-09-0001, 2013.
- 8 岩橋大希、酒井友宏、「3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認 (1)PARCS を用いたベンチマーク問題の解析」、日本原子力学会 2016 年秋の大会、平成 28 年
- 9 藤田達也、酒井友宏、「3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認 (2)TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析（高温零出力条件）」、日本原子力学会 2016 年秋の大会、平成 28 年
- 10 藤田達也、酒井友宏、「3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の検証及び妥当性確認 (3)TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析（冷温零出力・高温待機・高温全出力条件）」、日本原子力学会 2017 年秋の大会、平成 29 年
- 11 藤田達也、酒井友宏、「JENDL-4.0 に基づく CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験解析・不確かさ評価」、第 6 回「炉物理専門研究会」、平成 29 年
- 12 Fujita, T., Sakai, T., "Analysis of the SPERT-III E-Core Experiments Using CASMO5 and TRACE/PARCS Codes with JENDL-4.0 Library", Proc. PHYSOR2018, 2018.
- 13 Fujita, T., Sakai, T., "Analysis of the SPERT-III E-Core Experiment Using CASMO5/TRACE/PARCS Based on JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 56, pp.553-571, 2019.
doi:10.1080/00223131.2019.1598306

- 14 Solis, J., Ivanov, N. K., Sarikaya, B., Olson, M. A., Hunt, W. K., “Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark – Volume I Benchmark Specification”, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2001)1, 2001.
- 15 Lefvert, T., “Ringhals-1 Stability Benchmark Final Report”, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(96)22, 1996.
- 16 Ivanov, K. N., Beam, M. T., Baratta, J. A., Irani, A., Trikouros, N., “Pressurised Water Reactor Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark Volume I Final Specifications”, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(99)8, 1999.
- 17 原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、安全研究成果報告、「国産システム解析コードの開発及び事故時等の熱流動評価に係る実験的研究」、RREP-2019-1005、平成31年
- 18 Ivanov, K., Avramova, M., Kamerow, S., Kodeli, I., Sartori, E., Ivanov, E., Cabellos, O., “Benchmarks for Uncertainty Analysis in Modelling (UAM) for the Design, Operation and Safety Analysis of LWRs Volume I: Specification and Support Data for Neutronics Cases (Phase I)”, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2013)7, 2013.
- 19 柴茂樹、「軽水炉の感度解析と不確かさ評価について」、炉物理専門研究会報告書、平成25年
- 20 Shiba, S., Sakai, T., "Uncertainty Analysis of Fuel Lattice Physics Using CASMO-4 with JENDL-4.0 Covariance Data", Proc. ICAPP2016, 2016.
- 21 Fujita, T., Sakai, T., "Uncertainty Analysis of OECD/NEA/NSC UAM Benchmark Phase I Using CASMO5/SIMULATE5 with JENDL-4.0 Library and Covariance Data", Proc. BEPU2018, 2018.
- 22 Fujita, T., Sakai, T., "Uncertainty Analysis on Depletion Calculations Using CASMO5 with JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1 Libraries and Covariance Data", Proc. BEPU2020, 2021.
- 23 Fujita, T., Sakai, T., "Uncertainty Analysis of the OECD/NEA LWR UAM Benchmark Phase I Using CASMO5 with JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 57, pp. 858-873, 2020.
doi:10.1080/00223131.2020.1727373
- 24 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する指針」、昭和59年
- 25 原子力安全基準専門部会、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」、平成10年
- 26 “SIMULATE5 User’s Manual”, Studsvik Scandpower, Inc., SSP-10/438, 2022.
- 27 “CASMO5 User’s Manual”, Studsvik Scandpower, Inc., SSP-07/431, 2022.
- 28 Hagrman, D. L., Reymann, G. A., ”MATPRO – Version 11”, TREE-NUREG-1280, rev

- 1, Idaho National Engineering Laboratory, 1980.
- 29 “Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation - A 2-D/3-D MOX Fuel Assembly Benchmark -“, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2003)16, 2003.
- 30 “Benchmark on Deterministic Transport Calculations Without Spatial Homogenisation - MOX Fuel Assembly 3-D Extension Case -“, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2005)16, 2005.
- 31 Yamamoto, A., "Reduction in spatial discretization error in the method of characteristics by using the mobile-chord ray tracing method", Ann Nucl. Energy, Vol. 35, Issue 5, pp.783-789, 2008. doi:10.1016/j.anucene.2007.09.018
- 32 Smith, K. S., Ferrer, R., Rhodes, J. D., “Linear Source Approximation in CASMO5”, Proc. PHYSOR 2012, Knoxville Tennessee, April 15–20, 2012, American Nuclear Society, 2012.
- 33 Tada, K., Yamamoto, A., Yamane, Y., “Treatment of Staggered Mesh for BWR Pin-by-Pin Core Analysis”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 46, No. 2, pp. 163–174, 2009. doi:10.1080/18811248.2007.9711518
- 34 Rahnama, F., Douglass, S., Froget, B., “2-Dimensional PWR and BWR Whole Core Benchmark Problems”, Proc. International Conference on Mathematics, Computational Methods & Reactor Physics (M&C 2009), 2009.
- 35 Yamamoto, A., Ikehara, T., Ito, T., Saji, E., “Benchmark Problem Suite for Reactor Physics Study of LWR Next Generation Fuels”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 39, pp. 900-912, 2002. doi:10.1080/18811248.2002.9715275
- 36 Devillers, C., “The importance of fission product nuclear data in reactor design and operation”, Proc. Second Advisory Group Meeting on Fission Product Nuclear Data IAEA-213 Volume 1, 1977.
- 37 Fiorito, L., Stankovskiy, A., Van, den. Eynde. G., Diez, C.J., Cabellos, O., “Generation of fission yield covariances to correct discrepancies in the nuclear data libraries”, Ann Nucl. Energy, Vol. 88, pp.12-23, 2016. doi:10.1016/j.anucene.2015.10.027
- 38 Tuttle, R. J., ”Delayed Neutron Data for Reactor-Physics Analysis,” Nucl. Sci. engin., Vol. 56, pp. 37-71, 1975. doi:10.13182/NSE75-A26620
- 39 Kozlowski, T., Downar, J. T., “PWR MOX/UO₂ Core Transient Benchmark - Final Report”, OECD/NEA, NEA/NSC/DOC(2006)20, 2006.
- 40 Chadwick, B. M., Herman, M., Oblozinsky, P., Dunn, E. M., Danon, Y., Kahler, C. A., Smith, L. D., Pritychenko, B., Arbanas, G., Arcilla, R., Brewer, R., Brown, A. D., Capote, R., Carlson, D. A., Cho, S. Y., Derrien, H., Guber, K., Hale, M. G., Hoblit, S., Holloway,

- S., Johnson, D. T., Kawano, T., Kiedrowski, C. B., Kim, H., Kunieda, S., Larson, M. N., Leal, L., Lestone, P. J., Little, C. R., McCutchan, A. E., MacFarlane, E. R., MacInnes, M., Mattoon, M. C., McKnight, D. R., Mughabghad, F. S., Nobre, P. A. G., Palmiotti, G., Palumbo, A., Pigni, T. M., Pronyaev, G. V., Sayer, O. R., Sonzogni, A. A., Summers, C. N., Talou, P., Thomson, J. I., Trkov, A., Vogt, L. R., Marck, C. S., Wallner, A., Whith, C. M., Wiarda, D., Young, G. P., “ENDF/ B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data”, Nuclear data Sheets. Issue. 112, No. 12, pp. 2887-2996, 2011. doi:10.1016/j.nds.2011.11.002
- 41 Shibata, K., Iwamoto, O., Nakagawa, T., Iwamoto, N., Ichihara, A., Kunieda, S., Chiba, S., Furutaka, K., Otuka, N., Ohsawa, T., Murata, T., Matsunobu, H., Zukeran, A., Kamada, S., and Katakura, J., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 48, Issue 1, pp. 1-30, 2011. doi:10.1080/18811248.2011.9711675
- 42 Iwamoto, O., Iwamoto, N., Kunieda, S., Minato, F., Nakayama, S., Abe, Y., Tsubakihara, K., Okumura, S., Ishizuka, C., Yoshida, T., Chiba, S., Otuka, N., Sublet, J-C., Yamamoto, K., Nagaya, Y., Tada, K., Konno, C., Matsuda, N., Yokoyama, K., Taninaka, H., Oizumi, A., Fukushima, M., Okita, S., Chiba, G., Sato, S., Ohta, M., Kwon, S., “Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 60, Issue 1, pp. 1-60, 2023. doi:10.1080/00223131.2022.2141903
- 43 JENDL委員会リアクター積分テストワーキンググループ ホームページ
https://www.ndc.jaea.go.jp/JENDL_Committee/minutes.php?id=g21 (2025年1月6日 確認)
- 44 中国電力株式会社 島根原子力発電所（3号炉）関連審査会合ホームページ
https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/tekigousei/power_plants/shimane3/committee/index.html (2025年1月6日 確認)
- 45 第20回主要原子力施設設置者(被規制者)の原子力部門の責任者との意見交換会 令和6年12月23日
<https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100007142> (2025年3月11日 確認)

執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門

柴 茂樹 主任技術研究調査官

岩橋 大希 技術研究調査官

酒井 友宏 技術参与